
Grundlagenpapier

Zusammenstellung anlagen-
interner Notfallschutz-
maßnahmen und die Prüfung
ihrer Regelung im KTA

Bearbeiter: Gerhard Roos

BUNDESAMT FÜR STRAHLENSCHUTZ

Postfach 10 01 49
38201 Salzgitter

Telefon: 05341/188-0
Telefax: 05341/188-188

GESCHÄFTSSTELLE DES KERntechnischen AUSSCHUSSES (KTA)

Seesener Str. 9
38239 Salzgitter

Telefon: 05341/225-208
Telefax: 05341/225-225
Email: roos@bfs.de

Grundlagenpapier

**Zusammenstellung anlagen-
interner Notfallschutz-
maßnahmen und die Prüfung
ihrer Regelung im KTA**

Salzgitter, Juni 1997

KTA-GS-66

Inhaltsverzeichnis

Einleitung	1
1 Grundsätzliches	2
2 Vorhandene Aussagen in Richtlinien, Empfehlungen und Regeln	6
3 Existierende Nachrüstungen in deutschen Kernkraftwerken	12
4 Einordnung der Aussagen, der Hardware und der betroffenen KTA-Regeln in die schutzzielorientierte Gliederung	15
5 Kommentar	19
6 Formelle Behandlung von anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen in KTA-Regeln	28
7 Zusammenfassung und Vorschlag	30
8 Literatur	31
Anhang A Fragestellungen aus der Forschung	33
Anhang B Originaltexte aus Regeln und Richtlinien	41

Einleitung

Unter "anlageninternem Notfallschutz" wird die Gesamtheit aller Maßnahmen verstanden, die in einem Kernkraftwerk ergriffen werden, um auslegungsüberschreitende Ereignisabläufe, d.h. nicht vorgesehene bzw. nicht auslegungsgemäß beherrschte Anlagenzustände oder Ereignisabläufe möglichst frühzeitig zu erkennen, zu kontrollieren und in ihren möglichen Auswirkungen innerhalb und außerhalb der Anlage wirksam zu begrenzen.

Grundsätzlich sind in den KTA-Regeln bisher Maßnahmen zum anlageninternen Notfallschutz nicht aufgenommen worden. In der 2. Sitzung des Unterausschusses Programm und Grundsatzfragen am 16.02.1993 in Hannover und erneut auf der 47. Sitzung des Kerntechnischen Ausschusses am 05.07.1993 in Köln wurde die KTA Geschäftsstelle beauftragt, ein Grundlagenpapier zu Fragen des anlageninternen Notfallschutzes zu erstellen.

Dieses Grundlagenpapier soll neben einer Faktensammlung (Hard- und Softwaremaßnahmen) einen Strukturvorschlag (Rasterpapier) zur Prüfung und Bewertung der anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen enthalten.

Der hier vorliegende Bericht stellt die bisher vorhandenen Aussagen zum anlageninternen Notfallschutz zusammen, listet die existierende Hardware der deutschen Kernkraftwerke auf und ordnet beides in die Struktur der schutzzielorientierten Gliederung des Regelwerkes ein. Danach folgen Kommentare zu den jeweiligen Maßnahmen und Aussagen über die Regelbarkeit im Sinne des KTA.

Im Anhang sind die Originaltexte der zitierten behördlichen Aussagen zu anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen zusammengestellt.

1 Grundsätzliches

1.1 Ausgangslage

Im Atomgesetz wird in § 7 Abs. (2) Nr. 3 u.a. ausgeführt, daß die Genehmigung zur Errichtung und zum Betrieb einer Anlage zur Spaltung von Kernbrennstoffen nur erteilt werden darf, wenn "die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist".

In den atomrechtlichen Genehmigungsverfahren wird zwischen Maßnahmen zur Schadenvorsorge (Gefahrenabwehr und Risikovorsorge) und Maßnahmen jenseits der Schadenvorsorge (weitere Risikovorsorge: Risikominimierung und Ergänzung Notfallschutzplanung) unterschieden.

Zur Einteilung der Anlagenzustände eines Kernkraftwerkes hat sich die Unterscheidung in vier Ebenen bewährt; diese vier Ebenen sind in Abb. 1 skizziert.

Anlagenzustandsebene		
1	Normalbetrieb	bestimmungsgemäßer Betrieb
2	Anomaler Betrieb	
3	(Auslegungs-) Störfälle	
4a	Sehr seltene Ereignisse	
4b	Auslegungsüberschreitende Ereignisse	

Abb. 1: Zuordnung der Anlagenzustandsebenen

Der Normalbetrieb und der anomale Betrieb (zusammen: bestimmungsgemäßer Betrieb, inkl. Instandhaltung) stellen die beiden ersten Ebenen dar.

Gemäß den Forderungen des Atomgesetzes werden Kernkraftwerke gegen unterstellte Störfälle ausgelegt (Auslegungsstörfälle, gem. Störfall-Leitlinien für Druckwasserreaktoren (18.10.1983)), diese Auslegungsstörfälle entsprechen Zustandsebene 3 (zu betrachtende Gesichtspunkte der Störfall-Leitlinien: RA (radiologisch repräsentative Störfälle, radiologische Auswirkungen sind zu berechnen), AS (Auslegung von Sicherheitseinrichtungen und Gegenmaßnahmen), SI (Auslegung auf Standsicherheit und Integrität)). Weiterhin werden in den Störfall-Leitlinien für Druckwasserreaktoren Ereignisse (Gesichtspunkte VO (Vorsorgemaßnahmen sind getroffen, daher ist Störfallanalyse nicht erforderlich)) angegeben, für die eine Störfallanalyse nicht erforderlich ist, sehr wohl aber Vorsorgemaßnahmen zu treffen sind. Diese sind ebenfalls der Ebene 3 zugeordnet.

Darüber hinaus werden in den „Störfall-Leitlinien für Druckwassereaktoren“ sehr seltene Ereignisse angesprochen, die wegen ihres geringen Risikos keine Auslegungsstörfälle sind. Maßnahmen gegen diese sehr seltenen Ereignisse (z.B. Flugzeugabsturz, äußere Einwirkungen gefährlicher Stoffe, äußere Druckwellen aus chemischen Reaktionen, äußere Einwirkungen von Mehrblockanlagen, Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS)) dienen der Risikominimierung; sie werden gemäß den

Sicherheitskriterien, Richtlinien, RSK-Leitlinien und KTA-Regeln getroffen. Diese sehr seltenen Ereignisse werden in diesem Bericht als Ebene 4a bezeichnet.

In den vergangenen Jahren wurden darüber hinaus - ausgelöst vor allem durch die Reaktorunfälle in Three Mile Island und in Tschernobyl - auch auslegungsüberschreitende Ereignisse (Folgen hypothetischer Systemausfälle und Ausfallkombinationen) untersucht, die bei der Auslegung bislang nicht explizit berücksichtigt wurden. Diese hypothetischen Ereignisse werden in diesem Bericht als Ebene 4b bezeichnet.

Für diese hypothetischen Ereignisse wurden dann Notfallschutzmaßnahmen entwickelt, die sich wiederum in zwei Kategorien einteilen lassen, nämlich Maßnahmen, die der Schadensvorbeugung (Prävention) und Maßnahmen, die der Schadensbegrenzung (Mitigation) solcher hypothetischer auslegungsüberschreitender Ereignisse dienen.

Schadensvorbeugung (Prävention):

Bis zum Auftreten schwerwiegender Kernschädigungen hat das Wartpersonal die Möglichkeit zur Erkennung und Diagnose des Anlagenzustandes sowie für sicherheitsgerichtete Eingriffe. Die Fortentwicklung des Ereignisses zu einem Unfall soll dadurch verhindert werden.

Schadensbegrenzung (Mitigation):

Hauptziel der schadensmindernden bzw. schadensbegrenzenden Maßnahmen ist die Gewährleistung der Integrität des Sicherheitseinschlusses, zumindest jedoch soll ein Freisetzen von Spaltprodukten minimiert und kontrolliert werden können. Unmittelbar ist aber anzustreben, die beginnende Kernschmelze zu beenden und den geschädigten Kern langfristig im Reaktordruckbehälter einzuschließen.

Aus der Zusammenstellung der empfohlenen und z. T. bereits vorhandenen bzw. in Planung befindlichen Maßnahmen und der gegenwärtig diskutierten Forschungsvorhaben geht hervor, daß sich für die bestehenden Kernkraftwerke für die unmittelbare Zukunft kein weiterer Handlungsbedarf bezüglich anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen abzeichnet.

Für eine Regelung im Sinne des KTA ist darüber hinaus relevant, ob die Voraussetzungen des §2 der „Bekanntmachung über die Bildung eines Kerntechnischen Ausschusses“ erfüllt sind.

1.2 Abgrenzung

Wie in dem vorigen Kapitel dargestellt, wurden auch in der Vergangenheit bereits Ereignisse, die über die Auslegungsstörfälle hinausgehen, berücksichtigt.

In den Störfall-Leitlinien für Druckwasserreaktoren (18.10.1983) wird festgestellt, daß die „sehr seltenen Ereignisse“

- Ereignisse infolge Flugzeugabsturzes,
- Ereignisse infolge äußerer Einwirkungen gefährlicher Stoffe,
- Ereignisse infolge äußerer Druckwellen aus chemischen Reaktionen,
- Ereignisse infolge äußerer Einwirkungen von Mehrblockanlagen,
- Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS)

wegen ihres geringen Risikos keine Auslegungsstörfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV sind. Maßnahmen gegen diese Ereignisse dienen der Risikominimierung. Sie sind zum Teil im Regelwerk beschrieben, fallen aber nicht unter den Begriff des anlageninternen Notfallschutzes.

Sie werden ebenso wie der bestimmungsgemäße Betrieb und die Auslegungs-Störfälle in diesem Bericht nicht weiter behandelt.

Ebenfalls nicht behandelt wird im vorliegenden Grundlagenpapier der sogenannte „anlagenexterne Notfallschutz“ bzw. Katastrophenschutz. Hier sei z. B. auf die „Empfehlungen zur Planung von Notfallschutzmaßnahmen“ (Bekanntmachung des BMI vom 27.12.1976) und das „Positionspapier der RSK zum anlageninternen Notfallschutz im Verhältnis zum anlagenexternen Katastrophenschutz“ (273. Sitzung der RSK am 09.12.1992, BAnz. 1993, Nr. 58) verwiesen.

Gegenstand dieses Berichts ist die Anlagenzustandsebene 4b (siehe Abb. 1), die Ebene der Auslegungsüberschreitenden Ereignisse.

1.3 Ziel dieses Berichts

In dem vorliegenden Bericht wird nun für hypothetische Ereignisse der Anlagenzustandsebene 4b und die dazugehörigen anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen eine vollständige Zusammenstellung der vorliegenden Aussagen in Regeln und Richtlinien und der in deutschen Kernkraftwerken realisierten Maßnahmen (Hardware und Software) vorgelegt.

Bei postulierten auslegungsüberschreitenden Ereignissen soll das Potential der von der Systemtechnik und ihrer Sicherheitsreserven in Kernkraftwerken zusätzlich gegebenen Möglichkeiten zur flexiblen Nutzung durch das Betriebspersonal im Sinne einer weiteren Erhöhung der Reaktorsicherheit ausgelotet werden, und diese Erkenntnisse systematisch in Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes umgesetzt werden.

Die Gliederung der Notfallschutzmaßnahmen erfolgt im Sinne des Schutzzielkonzeptes, das zur Zeit in Zusammenarbeit zwischen BfS und GRS erstellt wird.

Die schutzzielorientierte Gliederung des Regelwerks will die unverzichtbaren Kriterien und Forderungen zum angemessenen Schutz vor ionisierender Strahlung aus Kernkraftwerken trennen von detaillierten Ausführungsbeispielen und Maßnahmenbeschreibungen.

Dazu wird eine Zuordnung zu den vier Schutzzielen

- Kontrolle der Reaktivität (R),
- Kühlung der Brennelemente (K),
- Einschluß der radioaktiven Stoffe (E) und
- Begrenzung der Strahlenexposition (S)

sowie zu den schutzzielübergreifenden Anforderungen (Hilfsfunktionen) an

- Zuverlässigkeit (ZV),
- Gesamtanlage (GA),
- Administration (AD),
- Leittechnik (LT) und
- Energie- u. Hilfsmedienversorgung (EM)

vorgenommen.

In Abb. 2 wird diese Struktur (aus „Schutzzielorientierte Gliederung des kerntechnischen Regelwerks; Übersicht über die unverzichtbaren Anforderungen“) schematisch dargestellt, die bisher zur Gliederung der Anlagenzustandsebenen 1 bis 4a verwendet wurde, und nun auch als Grundlage der Gliederung der Ebene 4b herangezogen werden soll.

Bei der Einordnung in die Gliederung des Schutzzielkonzeptes werden auch die KTA-Regeln aufgeführt, die der jeweilige Themenpunkt betreffen könnte.

Nach der Einordnung in die Schutzzielstruktur soll der Inhalt der einzelnen Zweige kurz kommentiert und bewertet werden.

Im Kapitel 6 schließlich wird ein Vorschlag unterbreitet, wie man die Behandlung von anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen in KTA-Regeln behandeln könnte.

Kapitel 7 bildet die Zusammenfassung; es wird eine abschließende Empfehlung bezüglich der Behandlung von anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen im KTA-Regelwerk ausgesprochen.

Im Anhang A ist eine Zusammenstellung von Fragestellungen bezüglich möglicher Ereignisabläufe bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen aufgelistet, die im Rahmen von verschiedenen Forschungsvorhaben vorgeschlagen wurden, für die aber derzeit kein Handlungsbedarf gesehen wird.

Im Anhang B sind Originaltexte der zitierten behördlichen Aussagen zu anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen zusammengestellt.

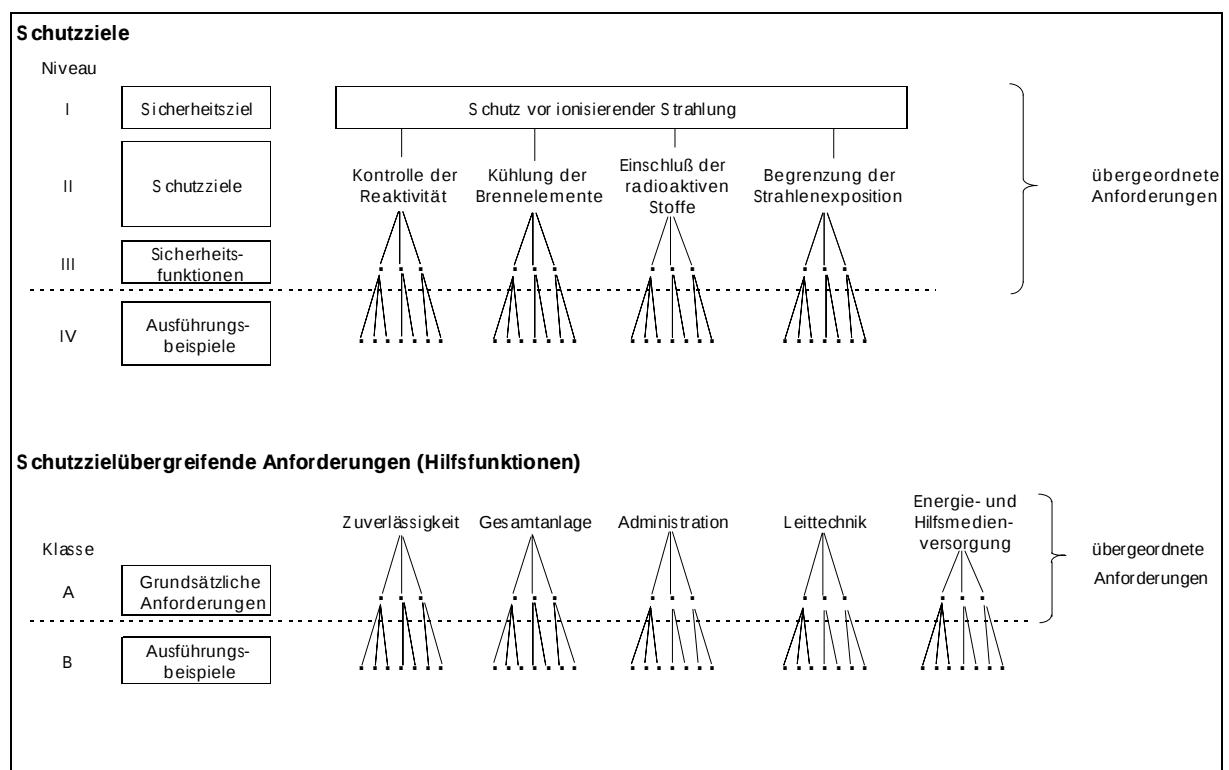


Abb. 2: Struktur der schutzzielorientierten Gliederung des kerntechnischen Regelwerkes (Schutzzielkonzept)

2 Vorhandene Aussagen in Richtlinien, Empfehlungen und Regeln

Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz)

Grundlage für die Genehmigung der bestehenden Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen, die der Erzeugung von Elektrizität dienen, war das Atomgesetz vom 23. Dezember 1959 (BGBl. I S. 814) in der Fassung der Bekanntmachung vom 15. Juli 1985 (BGBl. I S. 1565).

Erst seit der letzten Änderung durch das Gesetz zur Sicherung des Einsatzes von Steinkohle in der Verstromung und zur Änderung des Atomgesetzes und des Stromeinspeisungsgesetzes vom 15. Juli 1994 (BGBl. II 1994, Nr. 46), werden „Ereignisse, deren Eintritt durch die zu treffende Vorsorge gegen Schäden praktisch ausgeschlossen ist“ behandelt:

§ 7, Absatz (2a)

(2a) Bei Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen, die der Erzeugung von Elektrizität dienen, gilt Absatz 2 Nr. 3 mit der Maßgabe, daß zur weiteren Vorsorge gegen Risiken für die Allgemeinheit die Genehmigung nur erteilt werden darf, wenn auf Grund der Beschaffenheit und des Betriebs der Anlage auch Ereignisse, deren Eintritt durch die zu treffende Vorsorge gegen Schäden praktisch ausgeschlossen ist, einschneidende Maßnahmen zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen außerhalb des abgeschlossenen Geländes der Anlage nicht erforderlich machen würden. Satz 1 gilt nicht für die Errichtung und den Betrieb von Anlagen, für die bis zum 31. Dezember 1993 eine Genehmigung oder Teilgenehmigung erteilt worden ist, sowie für wesentliche Veränderungen dieser Anlage oder ihres Betriebs.

...

Anmerkung der KTA-GS:

Diese Änderung ist aber - wie ausdrücklich in Satz 2 vermerkt - für bestehende Anlagen nicht relevant.

Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke (21.10.1977) mit Interpretationen

Kriterium 5.2 Störfallinstrumentierung

Im Kernkraftwerk müssen Einrichtungen zur Messung und Registrierung vorhanden sein, die bei und nach Störfällen und bei unvorhersehbaren Ereignisabläufen

1. ausreichende Informationen über den Zustand der Anlage liefern, um die erforderlichen Schutzmaßnahmen für Personal und Anlage ergreifen zu können,
2. Hinweise auf den Verlauf geben und seine Dokumentation ermöglichen,
3. eine Abschätzung der Auswirkungen auf die Umgebung gestatten.

...

Richtlinie zur Emissions- und Immissions-Überwachung

kerntechnischer Anlagen (BMU, 19.08.1993)

...

2 Emissionsüberwachung

...

2.3 Störfall/Unfall

Die Überwachung von Ableitungen radioaktiver Stoffe nach Art und Aktivität ist auch im Störfall/Unfall sicherzustellen. Die dazu erforderlichen Messungen sind Grundlage für die Beurteilung, ob eine die Grenzwerte des §45 StrlSchV übersteigende Strahlenexposition die Folge sein kann. Für eine schnelle Abschätzung der radiologischen Auswirkungen kann der Einsatz automatisch arbeitender Meßeinrichtungen angezeigt sein.

...

4 Immissionsüberwachung

...

4.4 Messungen im Störfall/Unfall

Auf der Grundlage vorbereiteter Störfallmeßprogramme sollen Genehmigungsinhaber und unabhängige Meßstellen Probeentnahme-, Meß- und Auswerteverfahren für den Störfall/Unfall im erforderlichen Umfang bereithalten und erproben. Die erforderlichen Messungen sind durch regelmäßige Meßfahrten der Genehmigungsinhaber und der unabhängigen Meßstellen an festgelegten Probeentnahme- und Meßpunkten des Störfallmeßprogramms einzuüben. Durchgeführte Übungen sind zu dokumentieren; eine Dokumentations- und Berichtspflicht für Übungsmeßergebnisse gemäß Abschnitt 5 besteht nicht.

Bei störfall-/unfallbedingten Emissionen (Ableitungen oder Freisetzungen) radioaktiver Stoffe sind vom Genehmigungsinhaber und den unabhängigen Meßstellen zunächst stichprobenartige Messungen in den möglichen Gefährdungsbereichen auf der Grundlage des Störfallmeßprogramms vorzunehmen. Bei Emissionen in die Luft sind

- vordringlich die Ortsdosisleistung und die Radioaktivitätskonzentration in der Luft zu ermitteln,
- danach die Radioaktivitätskonzentration im Niederschlag, die Ablagerung radioaktiver Stoffe auf der Bodenoberfläche sowie die spezifische Aktivität des Bewuchses, die Konzentration radioaktiver Stoffe in der Milch und im Oberflächenwasser.

Zusätzliche Überwachungsmaßnahmen im Störfall/Unfall richten sich nach der Lage des Einzelfalls.

...

RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren

(3. Ausgabe vom 14.10.1981 mit späteren Änderungen)

...

25. Störfallinstrumentierung

25.1 Allgemeine Anforderungen

(1) Die Störfallinstrumentierung hat die Aufgabe, vor, während und nach

- einem Störfall oder

- einem Ereignis, das zu einer erhöhten Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Kernkraftwerksumgebung führen kann,

einen Überblick über den Betriebszustand zu ermöglichen und alle den Anlagenzustand beschreibenden wesentlichen Daten sowie die wichtigsten Wetterdaten anzuzeigen und zeitgerecht zu dokumentieren.

...

25.3 Störfallfolgeinstrumentierung

25.3.1 Auslegung

(1) Die Störfallfolgeinstrumentierung ist so auszulegen, daß die Daten, die nach Eintreten

- eines Störfalls oder

- eines Ereignisses, das zu einer erhöhten Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Kernkraftwerksumgebung führen kann,

für die Beurteilung der Anlagensicherheit, der Wirksamkeit des Sicherheitssystems und für die Entscheidung über Notfallschutzmaßnahmen * eine entscheidende sicherheitstechnische Bedeutung haben, zuverlässig und ausreichend genau angezeigt und dokumentiert werden.

...

RSK-Empfehlungen

* Hinweis:

Um Notfallschutzmaßnahmen einleiten und durchführen zu können, ist neben der im Kap. 25 geforderten Störfallinstrumentierung innerhalb der Anlage eine rasche Durchführung von Messungen außerhalb der Anlage in der Kernkraftwerksumgebung sicherzustellen. (Siehe "Empfehlung zur Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken", verabschiedet im Länderausschuß für Atomkernenergie am 15. und 16.06.1976)

Die RSK hat in verschiedenen Sitzungen zum anlageninternen Notfallschutz von Leichtwasserreaktoren Stellung genommen. Diese Empfehlungen, deren genauer Wortlaut im Anhang nachzulesen ist, sind hier nur mit ihrem Titel und der Nomenklatur des RS-Handbuchs zitiert:

- 4.6.25 Überprüfung der Sicherheit der Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktor in der Bundesrepublik Deutschland (218. Sitzung am 17.12.1986, BAnz. Nr. 52 vom 17.03.1986)
- 4.6.26 1. Überprüfung der Sicherheit der Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktor in der Bundesrepublik Deutschland (222. Sitzung am 24.06.1987, BAnz. Nr. 157 vom 26.08.1986)
- 4.6.27 Anlageninterner Notfallschutz bei Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor (226. Sitzung am 21.10.1987, BAnz. Nr. 47a vom 09.03.1988)
- 4.6.30 Untersuchungen zu Ereignisabläufen für Kernkraftwerke mit Siedewasserreaktoren unter Einbeziehung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes am Beispiel des Kernkraftwerkes Krümmel (KKK) (230. Sitzung am 16.03.1988, BAnz. Nr. 105 vom 09.06.1988)
- 4.6.32 Abschlußbericht über die Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland durch die RSK (238. Sitzung am 23.11.1987, BAnz. Nr. 47a vom 08.03.1989)
- 4.6.39 Behandlung auslegungsüberschreitender Ereignisabläufe für die in der Bundesrepublik Deutschland betriebenen Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren; Positionspapier der RSK zum anlageninternen Notfallschutz im Verhältnis zum anlagenexternen Katastrophenschutz (273. Sitzung am 09.12.1992, BAnz. 1993, Nr. 58)
- 4.7.3 Maßnahmen zur Risikominderung bei Freisetzung von Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter nach auslegungsüberschreitenden Ereignissen (284. Sitzung am 20.04.1994, BAnz. 1994, Nr. 130)

SSK-Empfehlung

Die SSK hat in ihrer 79. Sitzung zum anlageninternen Notfallschutz von Leichtwasserreaktoren Stellung genommen. Die Empfehlungen, deren genauer Wortlaut im Anhang nachzulesen ist, sind hier nur mit ihrem Titel und der Nomenklatur des RS-Handbuchs zitiert:

- 5.27 Druckentlastung des Reaktor-Sicherheitsbehälters und Zuluftfilterung für die Hauptwarte (79. Sitzung am 04.11.1987, Banz. 1988, Nr. 5)

Die genannten RSK- und SSK-Protokolle enthalten Empfehlungen zu Druckwasserreaktoren und Siedewasserreaktoren, die hier stichpunktartig aufgelistet sind:

DWR

- Gesicherter Gebäudeabschluß (4.6.25 2.1.1)
- Wartenzuluftfilterung (4.6.25 2.1.2, 5.27)
- Gefilterte Druckentlastung des RSB (4.6.25 2.2.1; 4.6.32 B I 9.3.2.5, 5.27)
- Notfallhandbuch (4.6.32 B I 9.2)
- Notstromversorgung (4.6.32 B I 9.3.1)
 - durch Nachbarblock
 - Erhöhte Batteriekapazität
 - Schnelle Netzurückschaltung
 - Zus. Netzanschluß/Erdkabel
- Sekundärseitige Einspeisung (4.6.32 B I 9.3.2.1)
- Sekundärseitige Druckentlastung (4.6.32 B I 9.3.2.1)
- Primärseitige Einspeisung (4.6.32 B I 9.3.2.1)
- Primärseitige Druckentlastung (4.6.32 B I 9.3.2.1)
- H₂-Gegenmaßnahmen (4.6.32 B I 9.3.2.2; 4.6.27.4.1, 4.7.3)
- Probenahmesystem RSB (4.6.32 B I 9.3.2.4)
- Positionspapier zum anlageninternen Notfallschutz im Verhältnis zum anlagenexternen Katastrophenschutz (4.6.39)

SWR

- Gesicherter Gebäudeabschluß (4.6.25 2.1.1)
- Inertisierung des RSB (4.6.25 2.3.1; 4.6.27 3.2; 4.6.27 1. 4.2, 4.6.30)
- Gefilterte Druckentlastung des RSB (4.6.26 2, 4.6.30)
- Autarkes Einspeisesystem (4.6.27 1. 3.1)
- Wartenzuluftfilterung (4.6.27 5)
- Notfallhandbuch (4.6.32 B I 9.2)
- Notstromversorgung (4.6.32 B I 9.3.1)
 - durch Nachbarblock
 - Erhöhte Batteriekapazität
 - Schnelle Netzurückschaltung
 - Zus. Netzanschluß/Erdkabel
- H₂-Gegenmaßnahmen (4.6.32 B I 9.3.2.2,)
- Probenahmesystem RSB (4.6.32 B I 9.3.2.4)
- Diversitäre Druckentlastung des RSB (4.6.32 B II 2.4)
- Positionspapier zum anlageninternen Notfallschutz im Verhältnis zum anlagenexternen Katastrophenschutz (4.6.39)

KTA-Regeln

KTA 3502 Störfallinstrumentierung

...

2 Begriffe

...

(6) Störfallübersichtsanzeige

Die Störfallübersichtsanzeige ist Teil der Störfallanzeige, der die wesentlichen, den Zustand der Anlage bei Störfällen beschreibenden Meßgrößen beschreibt.

Hinweis:

Mit Hilfe der Störfallübersichtsanzeige soll nach Eintritt eines Störfalls die Erkennung des Anlagenzustands, eine Abschätzung radiologischer Auswirkungen auf die Umgebung und die Erkennung der Notwendigkeit der Einleitung von Maßnahmen zum Schutz der Anlage und der Umgebung möglich sein.

Diese Information sollen gegebenenfalls Hinweise auf die Einleitung von Notfallschutzmaßnahmen geben.

(7) Weitbereichsanzeige

Die Weitbereichsanzeige ist der Teil der Störfallanzeige, der Meßgrößen zur Information über die Annäherung von Anlagenparametern an die Auslegungsgrenzwerte der Aktivitätsbarrieren und bei Überschreitung der Auslegungswerte den weiteren Verlauf dieser Anlagenparameter anzeigt.

...

3 Existierende Nachrüstungen in deutschen Kernkraftwerken

In den folgenden beiden Tabellen sind die Hardwaremaßnahmen aufgeführt, die in deutschen Kernkraftwerken bereits gemäß den im letzten Kapitel aufgeführten vorhandenen Aussagen in Richtlinien, Empfehlungen und Regeln zum anlageninternen Notfallschutz verwirklicht wurden. Es wird in der Tabelle angegeben, ob es sich um eine Nachrüstmaßnahme handelt, und wann bzw. wieweit diese realisiert ist, oder ob - wie es bei verschiedenen neueren Anlagen teilweise der Fall ist - die Maßnahmen bereits in der Auslegung des Kraftwerks berücksichtigt wurden.

Die Angaben basieren auf dem Bericht des BfS KT-IB-12-REV-1 (J. Hutter, H. Klonk, F. Seidel, J. Ziegenhagen: "Stand der Umsetzung der von der Reaktor-Sicherheitskommission empfohlenen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes in den Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland (ohne Anlagen mit Reaktoren des Typs WWER)", KT-IB-12, 1992), der auch auf der 125. Sitzung des LWR-Ausschusses der RSK (30.11.1994) vorgestellt wurde, und wurden mit Hilfe des VGB ergänzt und aktualisiert.

Abkürzungen:

K	Konzept
A	Antrag
G	Genehmigung
V	Vorbereitung
T	Teilrealisiert
R	Realisiert

Ausl. Keine Nachrüstmaßnahme, sondern Anlage wurde bereits entsprechend ausgelegt

Druckwasserreaktoren:

KWO	Kernkraftwerk Obrigheim
KKS	Kernkraftwerk Stade
KWB A	Kernkraftwerk Biblis A
KWB B	Kernkraftwerk Biblis B
GKN 1	Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar 1
KKU	Kernkraftwerk Unterweser
KWG	Kernkraftwerk Grohnde
KKG	Kernkraftwerk Grafenrheinfeld
KKP 2	Kernkraftwerk Philippsburg 2
KBR	Kernkraftwerk Brokdorf
KMK	Kernkraftwerk Mühlheim-Kärlich
KKI 2	Kernkraftwerk Isar 2

KKE Kernkraftwerk Emsland

GKN 2 Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar 2

Siedewasserreaktoren:

KKB	Kernkraftwerk Brunsbüttel
KKI 1	Kernkraftwerk Isar 1
KKP 1	Kernkraftwerk Philippsburg 1
KKK	Kernkraftwerk Krümmel
KRB B	Kernkraftwerk Gundremmingen B
KRB C	Kernkraftwerk Gundremmingen C

3.1 Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor

Maßnahme		KWO	KKS	KWB A	KWB B	GKN 1	KKU	KKG	KWG	KKP 2	KBR	KMK	KKI 2	KKE	GKN 2
K	Kühlung der Brennelemente														
1	Sekundärseitige Druckentlastung	R/91	R/91	A/90	A/90	R/92	R/92	R/95	R/93	R/90	R	T/90	R/95	R	Ausl.
2	Sekundärseitige Einspeisung	R/91	R/92	T/89	T/89	R/91	R/92	R/95	R/93	R/92	R/94	T/90	R/95	R/90	R/91
3	Primärseitige Druckentlastung	R/92	R/91	R/90	R/90	R/93	R/92	A/95	A/94	R/93	K/94	A/94	R/95	A	R/93
4	Primärseitige Einspeisung	R/91	R/91	R/90	R/90	R/93	K/90	A/95	Ausl./V/93	R/90 R/95	R/89	T	R/95	Ausl.	Ausl.
E	Einschluß radioaktiver Stoffe														
1	Gefilterte Druckentlastung	R/91	T/90	A/89	A/89	R/92	R/92	R/93	R/93	R/90	R/86	A/89	Ausl., R/91	R/91	R/90
2	H ₂ -Gegenmaßnahmen	1)	1)	1)	1)	1)	1)	1)	1)	1)	1)	1)	1)	1)	1)
S	Begrenzung der Strahlenexposition														
1	Gesicherter GBA	R/91	T/88	R/91	R/91	R/90	R/91	R/91	Ausl.	R	R	Ausl.	R	R/88	Ausl.
2	Wartenzuluftfilterung	R/90	R/92	R/89	R/89	R/91	R/89	R/92	R/90	R/90	T/89	R/89	Ausl.	R/88	R/88
3	Probenahmesystem RSB	2)	2)	2)	2)	2)	2)	K	2)	2)	2)	2)	T/92	2)	2)
AD	Administration														
1	Notfallhandbuch	R/89/92	R/92	R/90	R/90	R/92	R/89	R/93	R/92	R/90	R/87	R/91	R/91	R/89	R/88
2	Schulung/Notfallübungen	R	R	R	R	R	R	R	R	R	R	R	R	R	R
EM	Energie- und Hilfsmedienversorgung														
1	Notstromversorgung durch Nachbarblock	-	-	R	R	R	-	-	-	R	-	-	3)	-	R/88
2	Erh. Batteriekapazität	R/89	Ausl.	R	R	R/89/93	Ausl.	Ausl.	Ausl.	R	R	Ausl.	R/89	R/88/90	R
3	Schnelle Netzzurückschaltung	Ausl.	R/90	R/90	R/90	R/89	R/89	R	R/90	R/89	G/93	R	R	Ausl.	Ausl.
4	Zus. Netzanschluß / Erdkabel	R/89	R/92	R/85	R/85	R/89	R/92	R/95	R/93	R/92	R/95	Ausl.	R/92	R/93	R/88

- 1) Das Thema wird zur Zeit noch beraten; anlagenspezifische Realisierungen sollen einheitlich von den Betreibern gemäß der Empfehlung der RSK vorgenommen werden.
- 2) Das Thema wird zur Zeit noch beraten; anlagenspezifische Realisierungen sollen einheitlich von den Betreibern gemäß der Empfehlung der RSK vorgenommen werden.
- 3) Nutzung des 6 kV-Anschlusses an das Wasserkraftwerk Niederaichbach von beiden Blöcken

Tabelle 3.1: Stand der Umsetzung der Maßnahmen zum anlageninternen Notfallschutz in Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor

3.2 Kernkraftwerke mit Siedewasserreaktor

Maßnahme		KKB	KKI 1	KKP 1	KKK	KRB B	KRB C
K	Kühlung der Brennelemente						
1	Autarkes Einspeise-System	R	R/89-91	R/89-91	R	-	-
2	Diversitäre Druckentlastung	R/91	R/89-90	R/90	R/91	R/92	R/92
3	Zusätzl. Ein- u. Nachspeisemöglichkeit in den RDB	R	R/91	R/90	R	R/94 ¹⁾	R/94 ¹⁾
E	Einschluß radioaktiver Stoffe						
1	Gefilterte Druckentlastung des RSB (beinh. Erhöhung d. Versagensdrucks)	R/88	R/88	R/88	R/88	R/90	R/90
2	H ₂ -Gegenmaßnahmen, Inertisierung RSB	R/88	R/88	R/88	R/88	R/90 ⁴⁾	R/90 ⁴⁾
S	Begrenzung der Strahlenexposition						
1	Gesicherter Gebäudeabschluß	Ausl.	R	R	Ausl.	Ausl.	Ausl.
2	Wartenzuluftfilterung	T	R/88	R/89	T	R/90	R/90
3	Probenahmesystem RSB	3)	3)	3)	3)	3)	3)
AD	Administration						
1	Notfallhandbuch	R	R/91	R/89	R/91	R/91	R/91
2	Schulung/Notfallübungen	R	R	R	R	R	R
EM	Energie- und Hilfsmedienversorgung						
1	Notstromversorgung durch Nachbarblock	-	²⁾	R	-	R	R
2	Erhöhte Batteriekapazität	Ausl.	Ausl.	R	Ausl.	Ausl.	Ausl.
3	Schnelle Netzzückschaltung	R	R	R	R	R	R
4	Zus. Netzanschluß/Erdkabel	R/90 ⁵⁾	R/90	R	R	R/91	R/91

1) Maßnahmen großteils realisiert, teilrealisiert: Maßnahmen ZUNA

2) Nutzung des 6 kV-Anschlusses an das Wasserkraftwerk Niederaichbach von beiden Blöcken

3) Das Thema wird zur Zeit noch beraten; anlagensp. Realisierungen sollen einheitlich von den Betreibern gemäß der Empfehlung der RSK vorgenommen werden.

4) bei KRB wird, abhängig von einer noch ausstehenden Empfehlung der RSK der Einsatz von Rekombinatoren bzw. Zündern erwogen, da ein komplettes Inertisieren des RSB nicht möglich ist.

5) zusätzlich ist eine Gasturbine mit Schwarzstarteinrichtung vorhanden

Tabelle 3.2: Stand der Umsetzung der Maßnahmen zum anlageninternen Notfallschutz in Kernkraftwerken mit Siedewasserreaktor

4 Einordnung der Aussagen, der Hardware und der betroffenen KTA-Regeln in die schutzzielorientierte Gliederung

In diesem Kapitel soll eine vorläufige Einordnung der oben aufgeführten anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen in die Struktur des Schutzzielkonzeptes (siehe Abschnitt 1.3) erfolgen.

Es werden jeweils die Grundlagen aus Regeln und Richtlinien und die in den Kraftwerken realisierte oder geplante Hardware in die Struktur des Schutzzielkonzeptes eingeordnet.

Darüber hinaus werden zu jeder der aufgelisteten Maßnahmen die KTA-Regel-Serien aufgelistet, die thematisch berührt sein können und die daraufhin zu überprüfen wären.

R Kontrolle der Reaktivität (DWR und SWR)

Zum Schutzziel „Kontrolle der Reaktivität“ sind keine anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen vorgesehen und notwendig, da die Einhaltung des Schutzzieles durch die Auslegung abgedeckt wird.

K Kühlung der Brennelemente (DWR)

	Regeln und Richtlinien	Hardware	KTA-Regel-Serien
K1	Sekundärseitige Druckentlastung (RSK-Empf. 4.6.32 B I 9.3.2.1)	teilw. realisiert	3211, 3301, 3504
K2	Sekundärseitige Einspeisung (RSK-Empf. 4.6.32 B I 9.3.2.1)	realisiert	3211
K3	Primärseitige Druckentlastung (RSK-Empf. 4.6.32 B I 9.3.2.1)	teilw. realisiert	3201, 3301, 3504
K4	Primärseitige Einspeisung (RSK-Empf. 4.6.32 B I 9.3.2.1)	teilw. realisiert	3201, 3301, 3504

K Kühlung der Brennelemente (SWR)

	Regeln und Richtlinien	Hardware	KTA-Regel-Serien
K1	Autarkes Einspeisesystem (TJ-System) (RSK-Empf. 4.6.27 1.3.1)	realisiert	3201, 3301
K2	Diversitäre Druckentlastung (RSK-Empf. 4.6.32 B II 2.)	realisiert	3201, 3401
K3	Zusätzliche Ein- und Nachspeisemöglichkeit in den RDB (RSK-Empf. 4.6.27)	teilw. realisiert	3201, 3301

E Einschluß der radioaktiven Stoffe (DWR)

	Regeln und Richtlinien	Hardware	KTA-Regel-Serien
E1	Gefilterte Druckentlastung (RSK-Empf. 4.6.25 2.2.1 , 4.6.32 B I 9.3.2.5, SSK-Empf. 5.27)	teilweise realisiert	1503, 3401, 3404, 3413, 3601
E2	H ₂ -Gegenmaßnahmen (RSK-Empf. 4.6.32 B I 9.3.2.2, 4.6.27.4.1, 4.7.3)	in Diskussion	3406, 3601

E Einschluß der radioaktiven Stoffe (SWR)

	Regeln und Richtlinien	Hardware	KTA-Regel-Serien
E1	Gefilterte Druckentlastung des RSB (RSK-Empf. 4.6.26 2, 4.6.30)	realisiert	1503, 3401, 3404, 3413, 3601
E2	H ₂ -Gegenmaßnahmen, Inertisierung des RSB (RSK-Empf. 4.6.25 2.3.1, 4.6.27 1.4.2, 4.6.32 B I 9.3.2.2, 4.7.3)	in Diskussion	3406, 3601

S Begrenzung der Strahlenexposition (DWR)

	Regeln und Richtlinien	Hardware	KTA-Regel-Serien
--	------------------------	----------	------------------

S1	Gesicherter Gebäudeabschluß (RSK-Empf. 4.6.25 2.1.1)	realisiert	1502, 3403, 3404, 3407, 3413, 3601, 3706
S2	Wartenzuluftfilterung (RSK-Empf. 4.6.25 2.1.2, SSK-Empf. 5.27)	realisiert	1502, 3601, 3706, 3904
S3	Probenahmesystem RSB (RSK-Empf. 4.6.32 B I 9.3.2.4)	nicht realisiert	

S Begrenzung der Strahlenexposition (SWR)

	Regeln und Richtlinien	Hardware	KTA-Regel-Serien
S1	Gesicherter Gebäudeabschluß (RSK-Empf. 4.6.25 2.1.1)	realisiert (m. Ausnahme KWW)	1502, 3403, 3404, 3407, 3413, 3601, 3706
S2	Wartenzuluftfilterung (RSK-Empf. 4.6.27 5)	realisiert	1502, 3601, 3706, 3904
S3	Probenahmesystem RSB (RSK-Empf. 4.6.32 B I 9.3.2.4)	nicht realisiert	

ZV Zuverlässigkeit (DWR u. SWR)

Zur schutzzielübergreifenden Hilfsfunktion „Zuverlässigkeit“ sind keine anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen vorgesehen.

GA Gesamtanlage (DWR und SWR)

Zur schutzzielübergreifenden Hilfsfunktion „Gesamtanlage“ sind keine anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen vorgesehen.

AD Administratives (DWR und SWR)

	Regeln und Richtlinien	Hardware	KTA-Regel-Serien
AD1	Notfallhandbuch (RSK-Empf. 4.6.32 B I 9.2)	realisiert	1201
AD2	Schulung, Notfallübungen (Bek. d. BMI v. 27.12.1976)	realisiert	1201

LT Leittechnik (DWR und SWR)

Zur schutzzielübergreifenden Hilfsfunktion „Leittechnik“ sind keine anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen vorgesehen.

EM Energie- und Hilfsmedienversorgung (DWR und SWR)

	Regeln und Richtlinien	Hardware	KTA-Regel-Serien
EM1	Notstromversorgung durch Nachbarblock (4.6.32 B I 9.3.1)	realisiert	3701
EM2	Erhöhte Batteriekapazität (4.6.32 B I 9.3.1)	realisiert	3701
EM3	Schnelle Netzzurückschaltung (4.6.32 B I 9.3.1)	realisiert	3701
EM4	Zus. Netzanschluß/Erdkabel (4.6.32 B I 9.3.1)	realisiert	3701

5 Kommentar

Im folgenden wird zu jeder einzelnen Gruppe von Notfallschutzmaßnahmen - soweit nach den vorliegenden Informationen möglich - kurz auf die Art der Realisierung und die Regelfähigkeit der Maßnahmen eingegangen.

Im Rahmen der KTA-Arbeit ist darauf zu achten, ob die Voraussetzungen aus §2 der Bekanntmachung über die Bildung eines Kerntechnischen Ausschusses erfüllt sind. Es ist zu prüfen, ob sich aufgrund von Erfahrungen eine einheitliche Meinung von Fachleuten der Hersteller, Ersteller und Betreiber von Atomanlagen, der Gutachter und Behörden abzeichnet.

Bei vielen der im folgenden aufgeführten Maßnahmen lassen sich zwar ein klares Schutzziel und daraus abgeleitete Anforderungen formulieren, darüber hinaus ist aber entweder noch keine Erfahrung vorhanden, oder aber durch die Vielfalt der realisierten Lösungen ist die Formulierung technischer Vorgaben nur eingeschränkt möglich.

Druckwasserreaktoren

K1 Sekundärseitige Druckentlastung (Sekundärseitiges Bleed)

Die Maßnahmen zum sekundärseitigen Bleed sind in vielen Anlagen realisiert.

Die technischen Voraussetzungen wurden meist bei Abblaseregelventilen und FD-Sicherheitsventilen geschaffen:

- Versorgung der Abblaseregelventile über unterbrechungsloses Netz,
- Manuelle Betätigung der FD-Ventile vor Ort.

In manchen Anlagen entsprechen die FD-Abblaseregelventile auch bereits auslegungsgemäß den oben genannten Anforderungen.

Da in manchen Anlagen die Sekundärseitige Druckentlastung bereits bei der Auslegung realisiert wurde, erscheint das Thema aus technischer Sicht regelfähig. Eine nachträgliche Behandlung in KTA-Regeln ist grundsätzlich möglich, aber aus in Kapitel 7 näher erläuterten Gründen derzeit nicht geboten.

K2 Sekundärseitige Einspeisung (Sekundärseitiges Feed)

Für das sekundärseitige Feed werden vielfältige Möglichkeiten genutzt:

Zusätzliche Einspeiseaggregate werden eingebunden:

- notstromgesicherte Deionatpumpen (KWO, KKS),
- autarke Aggregate (z.B. mobile Feuerlöschpumpen) (alle Anlagen),
- vorhandene Hilfssysteme zur Deionatförderung (wie das An- und Abfahrssystem).

Zusätzliche Speisewasserquellen werden erschlossen:

- Deionatbehälter (Konvoi- u. Vorkonvoi-Anlagen, KWB),
- Wasservorräte in den Speisewasserbehälter und den Speisewasserleitungen,
- Flußwasser, Feuerlösch- und/oder Trinkwassersystem (bei nahezu allen Anlagen).

Eine Regelfähigkeit erscheint zur Zeit nicht gegeben.

K3 Primärseitige Druckentlastung (Primärseitiges Bleed)

Die Konzeptionen zur Realisierung des primärseitigen Bleed sehen bei allen Anlagen eine Umrüstung der Druckhalter- (DH-) Armaturenstation vor:

- Nachrüstung von Vorsteuerarmaturen (motorbetätigt) für die eigenmedium-gesteuerten Sicherheits- und Abblaseventile (ausgelegt für Dampf-, Wasser- und Mehrphasengemisch-Beaufschlagung mit redundanter bzw. diversitärer Ansteuerung durch federbelastete bzw. Magnetsteuerventile,
- leittechnische Einbindung der Maßnahme unter Beachtung der Trennung von der Betriebsleittechnik.

Eine Regelfähigkeit erscheint zur Zeit nicht gegeben.

K4 Primärseitige Einspeisung (Primärseitiges Feed)

Folgende Notkühlmaßnahmen nach primärseitiger Druckentlastung sind vorgesehen bzw. bereits realisiert:

- automatische oder manuelle Einbindung des Leckageergänzungs-, Volumenregel- und/oder Zusatzboriersystems,
- Sumpfkühlung mit Kühlmittelvorräten, die durch gezielte Überspeisung des Brennelement-Lagerbeckens in den Sumpf gelangen (KKS, KKP 2),
- Hochdruckeinspeisung aus dem RSB-Sumpf über Verbindungsleitungen zwischen dem Sumpf und den Sicherheitseinspeisepumpen (GKN-1, Konvoi- und Vorkonvoi-Anlagen),
- Wiederauffüllen der Flutbehälter mit Kühlmittel aus dem Sumpf über ND-Nachkühlpumpen und zusätzlich eingebaute Verbindungsleitungen (KKG).

Eine Regelfähigkeit erscheint zur Zeit nicht gegeben.

E1 Gefilterte Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters

Die gefilterte Druckentlastung ist bei allen Anlagen realisiert, der Genehmigungsstatus ist jedoch höchst unterschiedlich.

Es wird für die Filterung der austretenden RSB-Atmosphäre entweder

- die Kombination aus Gleitdruck-Venturiwäscher zur Jodrückhaltung und Metallfaservliesfilter zur Aerosolabscheidung,

oder

- die Kombination aus Metallfaservliesfilter zur Aerosolabscheidung und Molekularsiebfilter zur Jodrückhaltung

eingesetzt.

Aufgrund der gemeinsamen Lösung und der internationalen Erfahrungen erscheint das Thema aus technischer Sicht regelfähig. Eine nachträgliche Behandlung in KTA-Regeln ist grundsätzlich möglich, aber aus in Kapitel 7 näher erläuterten Gründen derzeit nicht geboten.

E2 H₂-Gegenmaßnahmen

Die RSK bewertet die Ergebnisse der Entwicklungsarbeiten zu H₂-Gegenmaßnahmen zur Zeit und wird in einigen Monaten eine Empfehlung hierzu aussprechen. Außerdem sollten die Forschungsarbeiten zur H₂-Verbrennung durch Zünder und zur teilweisen Inertisierung der RSB-Atmosphäre fortgesetzt werden.

Die Betreiber werden der RSK die weitere Vorgehensweise vorschlagen.

Eine Regelfähigkeit erscheint zur Zeit nicht gegeben.

S1 Gesicherter Gebäudeabschluß

Die Maßnahmen zum gesicherten Gebäudeabschluß umfassen:

- redundanter RSB-Abschluß durch zwei in Reihe angeordnete GBA je RSB-Durchführung,
- Gewährleistung der Schließfunktion auch bei Ausfall der Notstromversorgung (Station-Black-Out),
- störfallfeste Auslegung der zugehörigen elektrischen Einrichtungen,
- langzeit-störfallfeste Kabeldurchführungen,
- Lüftungsklappen für den Störfallbetrieb.

Eine Regelfähigkeit erscheint zur Zeit nicht gegeben.

S2 Wartenzuluftfilterung

Die Wartenzuluftfilterung ist in fast allen Anlagen realisiert.

Die Filteranlage besteht zumeist aus der Kombination eines Schwebstofffilters und eines Aerosol-Jod-Filters (Aktivkohlefilter). Einige der Filteranlagen sind mit Wechselnfiltern ausgestattet.

Das Thema erscheint aus technischer Sicht regelfähig. Eine Behandlung in KTA-Regeln ist grundsätzlich möglich, aber aus in Kapitel 7 näher erläuterten Gründen derzeit nicht geboten.

S3 Probenahmesystem Reaktorsicherheitsbehälter

Konzepte zur Probenahme, die gemeinsam von Betreibern und Herstellern entwickelt wurden, sind von der RSK als geeignet bewertet worden; anlagenspezifische Realisierungskonzepte liegen noch nicht vor.

Eine Regelfähigkeit erscheint zur Zeit nicht gegeben.

AD1 Notfallhandbuch

In allen Anlagen liegt ein Notfallhandbuch vor, das die schutzzielorientierten Prozeduren zur Ausführung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes und die Notfallschutzorganisation enthält.

Der Teil Notfallprozeduren des NHB wird laufend aktualisiert und ergänzt.

Der Genehmigungsstatus ist sehr unterschiedlich.

Das Notfallhandbuch wäre (vergleichbar zum Betriebshandbuch und zum Prüfhandbuch) regelfähig, aber eine Behandlung erscheint aus in Kapitel 7 näher erläuterten Gründen nicht geboten.

AD2 Schulung/Übungen

In allen Anlagen wurde entsprechend der Empfehlung des BMI die Planung der Notfallschutzmaßnahmen durchgeführt. Es werden regelmäßig Notfallschutz- und Katastrophenschutzübungen durchgeführt.

Im Rahmen einer Vereinheitlichung erscheint eine Regelung der Übungen möglich, aber eine Behandlung erscheint aus in Kapitel 7 näher erläuterten Gründen nicht geboten.

EM1 Sicherstellung der Notstromversorgung durch den Nachbarblock

Bei allen Mehrblock-Anlagen ist die Möglichkeit der Notstromversorgung vom Nachbarblock umgesetzt (mit Ausnahme von KKI, hier werden beide Blöcke vom Wasserkraftwerk Niederaichbach versorgt).

EM2 Erhöhte Batteriekapazität

Alle Anlagen erfüllen die Bedingung der RSK, daß im Notstromfall die gesicherte Gleichstromversorgung für mindestens 2 Stunden zu gewährleisten ist.

EM3 Schnelle Netzurückschaltung

Bei allen Anlagen werden für den Notfall ausreichend Druckmedien in Druckhaltern zur Betätigung der für die Netzurückschaltung erforderlichen Leistungsschalter vorgehalten.

EM4 Zusätzlicher Netzanschluß über Erdkabel

Alle Anlagen weisen einen zusätzlichen erdverlegten Anschluß an das örtliche Netz auf.

Die Themen EM1 bis EM4 erscheinen aus technischer Sicht regelfähig. Eine Behandlung in KTA-Regeln ist grundsätzlich möglich, aber aus in Kapitel 7 näher erläuterten Gründen derzeit nicht geboten.

Siedewasserreaktoren

K1 Autarkes Einspeisesystem

Bei allen betroffenen Anlagen wurden Maßnahmen realisiert, die den Betrieb des Einspeisesystems bei gleichzeitigem Ausfall der Eigenbedarfsversorgung und der Diesel-Notstromversorgung gewährleisten.

Eine Regelfähigkeit erscheint zur Zeit nicht gegeben.

K2 Diversitäre Druckentlastung des RSB

Die Möglichkeit der diversitären Druckentlastung des RSB ist bei fast allen Anlagen gegeben.

Die Empfehlung wurde in allen Anlagen durch den Einbau bzw. Austausch mehrerer Bypassventile realisiert.

Es bestehen Unterschiede bezüglich Anzahl, Durchflußkapazität und Nutzung der installierten Bypassventile zwischen den Anlagen.

Eine Regelfähigkeit erscheint zur Zeit nicht gegeben.

K3 Zusätzliche Ein- u. Nachspeisemöglichkeiten in den RDB

Folgende Einspeisungen in den RDB sind bei den meisten Anlagen möglich (anlagenspezifische Unterschiede sind vorhanden):

- Einspeisung aus dem Speisewasserbehälter,
- Einspeisung aus dem Dichtungssperrwassersystem,
- Einspeisung aus dem Steuerstabspülwassersystem,
- Einspeisung aus dem Vergiftungssystem,
- Einspeisung aus dem Brennelementbecken mit Nachkühlstrang,
- Einspeisung aus den Deionatbehältern mit den Feuerlöschpumpen des Deionatfeuerlöschsystems,
- Einspeisung aus dem Trinkwassersystem,
- Einspeisung von Flußwasser mit dem stationären Feuerlöschsystem,
- Einspeisung von Flußwasser mittels mobiler Pumpen, Rückförderung aus dem Sicherheitsbehältersumpf mit dem Kernflutsystem.

Für die Anlagen KRB B und KRB C sind folgende zusätzliche Einspeisemöglichkeiten realisiert:

- Direktverbindung des Kondensatsystems mit dem Speisewassersystem,
- zusätzliche Abfahrkühlleitung in Höhe der Speisewasserleitungsstutzen,

- Direkteinspeisung von Donauwasser.

Eine Regelfähigkeit erscheint zur Zeit nicht gegeben.

E1 Gefilterte Druckentlastung des SHB

Die gefilterte Druckentlastung ist bei allen Anlagen bis auf KWW möglich.

Als Filteranlage für die Aerosol- und Jodrückhaltung wird ausschließlich die Kombination aus Gleitdruck-Venturiwäscher und Metallfaservliesfilter eingesetzt.

Die Ableitung der gefilterten Atmosphäre erfolgt über gesonderte Rohrleitungen entweder außerhalb des Kamins oder innerhalb des Kamins.

Aufgrund der gemeinsamen Lösung und der internationalen Erfahrungen erscheint das Thema aus technischer Sicht regelfähig. Eine nachträgliche Behandlung in KTA-Regeln ist grundsätzlich möglich, aber aus in Kapitel 7 näher erläuterten Gründen derzeit nicht geboten.

E2 Inertisierung des Reaktorsicherheitsbehälters

Die Inertisierung des RSB ist in allen Anlagen realisiert (für KWW ist die Inertisierung als Brandschutzmaßnahme, nicht als AM-Maßnahme genehmigt; bei KRB II wird aus technischen Gründen nur die Inertisierung der Kondensationskammern vorgenommen).

Eine Regelfähigkeit erscheint zur Zeit nicht gegeben.

S1 Gesicherter Gebäudeabschluß (Durchdringungsabschluß)

Die Maßnahmen zum gesicherten Gebäudeabschluß umfassen:

- regelmäßige Überprüfung für Rohre und Kabel auf Dichtheit, Funktionsprüfung für Schleusen, GBA-Armaturen und Lüftungsanschlüsse,
- RSB-Drucktests,
- größtenteils redundanter RSB Abschluß durch zwei in Reihe angeordnete GBA je RSB-Durchführung,
- Gewährleistung der Schließfunktion auch bei Ausfall der Notstromversorgung,
- störfallfeste Auslegung der zugehörigen elektrischen Einrichtungen,
- langzeit-störfallfeste Kabeldurchführungen,
- Lüftungsklappen für den Störfallbetrieb.

siehe DWR

S2 Wartenzuluftfilterung

siehe DWR

S3 Probenahmesystem Reaktorsicherheitsbehälter

siehe DWR

AD1 Notfallhandbuch

siehe DWR

AD2 Schulung, Übungen, Planung von Notfallschutzmaßnahmen

siehe DWR

EM1 Sicherstellung der Notstromversorgung durch den Nachbarblock

siehe DWR

EM2 Erhöhte Batteriekapazität

siehe DWR

EM3 Schnelle NetZRückschaltung

siehe DWR

EM4 Zusätzlicher Netzanschluß über Erdkabel

siehe DWR

6 Formelle Behandlung von anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen in KTA-Regeln

Auftragsgemäß wird in diesem Kapitel auf die Frage der formellen Behandlung von anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen in KTA-Regeln eingegangen. Dies erfolgt unabhängig von der grundsätzlichen Entscheidung, ob anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen in KTA-Regeln behandelt werden sollen (siehe Kapitel 7).

Falls anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen ins KTA-Regelwerk aufgenommen werden, sollten diese klar getrennt von den übrigen Regelinhalten werden. Es muß klar zu unterscheiden sein zwischen Maßnahmen der Anlagenzustandsebenen 1 bis 4 a (Bestimmungsgemäßer Betrieb, anomaler Betrieb, Störfälle und sehr seltene Ereignisse) und anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen, da hier unterschiedliche Randbedingungen gelten.

Vom KTA-Präsidium wurde auf der 47. KTA-Sitzung vorgeschlagen, die anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen entweder in einem gesonderten Kapitel oder einem gesondert ausgewiesenen Anhang zu behandeln.

In KTA-Regeln, die ein solches eigenständiges Kapitel über anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen enthalten, sollte außerdem zusätzlich ein Abschnitt aufgenommen werden (z.B. unter „Grundlagen“ oder „Anwendungsbereich“), der die Abgrenzung der Anforderungen für Maßnahmen der Störfallvorsorge einerseits und Maßnahmen der Risikominimierung und zum anlageninternen Notfallschutz andererseits klar festlegt.

Dieser Abschnitt könnte z.B. folgendermaßen lauten:

Grundlagen

(1) Die Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) haben die Aufgabe, sicherheitstechnische Anforderungen anzugeben, bei deren Einhaltung die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist (§ 7 Absatz 2 Nr. 3 Atomgesetz), um insbesondere die im Atomgesetz und in der Strahlenschutzverordnung festgelegten sowie in den "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke" und in den "Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 StrlSchV" weiter konkretisierten Schutzziele zu erreichen (z.B. Einzelfehlerkriterium, Redundanz, Qualitätssicherung).

Darüber hinaus geben die Regeln des Kerntechnischen Ausschusses Anforderungen für anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen an, für die - ähnlich wie für die sehr seltenen Ereignisse - nur der Nachweis zu führen ist, daß die getroffenen Maßnahmen geeignet, sicherheitsgerichtet und wirksam sind.

(2) Aufgabe dieser Regel ist es, ...

1 Anwendungsbereich

Diese Regel ist auf ... anzuwenden.

Falls der KTA beschließen sollte, Notfallschutzmaßnahmen zu regeln, müßte das Vorgehen auch in einer entsprechenden Ergänzung des Merkblattes über „Inhalt, Aufbau, und äußere Form von sicherheitstechnischen Regeln des kerntechnischen Ausschusses (KTA)“ (KTA-Handbuch B 2.1) seinen Niederschlag finden.

Falls zu einer speziellen anlageninternen Notfallschutzmaßnahme eine Regelbarkeit vorliegt, die aus den in Kapitel 7 erläuterten Gründen geboten ist, und der KTA den Beschluß faßt, diese zu regeln, ist im Einzelfall zu entscheiden, ob die Maßnahme als eigenes Kapitel Teil einer bestehenden KTA-Regel werden kann oder ob eine neue KTA-Regel, die nur diese Notfallschutzmaßnahmen zum Thema hat, erarbeitet werden soll. Diese Prüfung kann jeweils durch die KTA-Geschäftsstelle oder den zuständigen Unterausschuß erfolgen.

7 Zusammenfassung und Vorschlag

Die Zusammenstellung der Forderungen aus dem Regelwerk und die Auflistung der in den Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland bereits realisierten Maßnahmen zeigt, daß aus rein technischer Sicht für einige anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen KTA-Regeln erstellt werden könnten:

- K1 Sekundärseitige Druckentlastung (Sekundärseitiges Bleed) (DWR),
- K2 Sekundärseitige Einspeisung (Sekundärseitiges Feed) (DWR),
- E1 Gefilterte Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters (DWR und SWR),
- S2 Wartenzuluftfilterung (DWR und SWR),
- AD1 Notfallhandbuch (DWR und SWR),
- AD2 Schulung/Übungen (DWR und SWR),
- EM1 Sicherstellung der Notstromversorgung durch den Nachbarblock (DWR und SWR),
- EM2 Erhöhte Batteriekapazität (DWR und SWR),
- EM3 Schnelle Netzzurückschaltung (DWR und SWR) und
- EM4 Zusätzlicher Netzanschluß über Erdkabel (DWR und SWR).

Die Voraussetzung für die Arbeit des KTA gemäß §2 der „Bekanntmachung über die Neufassung der Bekanntmachung über die Bildung eines Kerntechnischen Ausschusses“, für die Aufstellung sicherheitstechnischer Regeln zu sorgen, sofern sich auf Gebieten der Kerntechnik eine einheitliche Meinung abzeichnet, ist hier insoweit erfüllt.

Die Prüfung der Notwendigkeit, insbesondere die Abwägung von Aufwand und Nutzen, wäre jedoch noch durchzuführen, auch unter Berücksichtigung der Feststellung der RSK, daß die Implementierung von anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen keine technische Voraussetzung für den sicheren Betrieb der Anlagen ist.

Davon unabhängig gelten für anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen andere rechtliche und technische Randbedingungen als für Maßnahmen der Anlagenzustandsebenen 1 bis 3 bzw. 4a. Bisher wurden im KTA-Regelwerk nur Maßnahmen zu den Anlagenzustandsebenen 1 bis 3 (Bestimmungsgemäßer Betrieb und Störfälle) behandelt.

Die KTA-Geschäftsstelle empfiehlt, zunächst den hier vorgelegten Bericht als Materialsammlung dem KTA zur zustimmenden Kenntnisnahme vorzulegen.

8 Literatur

zu Kapitel 2

- BMU: "Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Bekanntmachungen des BMU".
- E. Grauf: "Schulung für den Notfallschutz", Vortrag (1993).
- KTA-GS: "Bericht - Sicherheitstechnische Grundbegriffe", KTA-GS-58 (1989).
- "Abschlußbericht über die Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland durch die RSK; Empfehlung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK)" (23. November 1988).

zu Kapitel 3

- J. Hutter, H. Klonk, F. Seidel, J. Ziegenhagen: "Stand der Umsetzung der von der Reaktor-Sicherheitskommission empfohlenen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes in den Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland (ohne Anlagen mit Reaktoren des Typs WWER)", KT-IB-12 (1992).
- H.P. Berg, Th. Fröhmel: "Stand von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet des anlageninternen Notfallschutzes zur Verminderung von Unfallfolgen bei Druckwasserreaktoren", KT-IB-3 (1991).
- H.P. Berg, Th. Fröhmel: "Stand von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet des anlageninternen Notfallschutzes zur Verminderung von Unfallfolgen bei Siedewasserreaktoren", KT-IB-4 (1991).
- "AM-Maßnahmen zur Schadensbegrenzung bei Unfällen mit schweren Kernschäden in Kernkraftwerken", Vorträge im Rahmen des 13. Seminars des Fachbereichs KT, KT-IB-16 (1993).
- J. Hutter, H. Klonk, F. Seidel, J. Ziegenhagen: "Stand der Umsetzung der von der Reaktor-Sicherheitskommission empfohlenen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes in den Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland (ohne Anlagen mit Reaktoren des Typs WWER)", KT-IB-12-REV-1 (1994).

zu Kapitel 4

- M. Sonnenkalb (Editor): "Proceedings of the 1. OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Instrumentation to Manage Severe Accidents", GRS - 93 (ISBN 3-923875-43-6) (1993).
- OECD-NEA, Report by a group of Experts: "Positive/negative aspects of measures to protect the containment" (1993).
- CSNI's Task group on Containment Aspects of Severe Accident Management (CAM): "Hydrogen Management Techniques in Containment", NEA/CSNI/R(93)2 (1993).
- GRS: "Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke", Verlag TÜV Rheinland, ISBN 3-88585-013-3 (1981).

- GRS: "Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke Phase B", Verlag TÜV Rheinland, ISBN 3-88585-809-6 (1989).
- KTA-GS: "Statusbericht zum Konzept: Klassifizierung von Ereignisabläufen für die Auslegung von Kernkraftwerken, KTA-GS-47 (1985).

zu Kapitel 6

- Protokoll der 47. KTA-Sitzung am 15.6.1993 in Köln

zu Kapitel 7

- Bekanntmachung über die Neufassung der Bekanntmachung über die Bildung eines Kerntechnischen Ausschusses (vom 20.07.1990, BAnz. Nr. 144 vom 04.08.1995)

zu Anhang A

- Auszüge aus M. Sonnenkalb, H. Zabka: "Informationsbedarf und Instrumentierung bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen in DWR- und SWR-Anlagen (präventiver Bereich)" (1992).
- Auszüge aus M. Sonnenkalb, H. Zabka: "Informationsbedarf und Instrumentierung bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen in DWR- und SWR-Anlagen (mitigativer Bereich)" (1992).

Anhang A

Fragestellungen aus der Forschung

Über die im Hauptteil behandelte Einordnung hinaus werden in diesem Anhang auch Ergebnisse aus zwei Berichten zum Notfallschutz bezüglich möglicher Ereignisabläufe (und kombinierter Ereignisabläufe) zusammengestellt. Die aus den Berichten von M. Sonnenkalb und H. Zabka: "Informationsbedarf und Instrumentierung bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen in DWR- und SWR-Anlagen (präventiver Bereich)" (GRS, 1992) und "Informationsbedarf und Instrumentierung bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen in DWR- und SWR-Anlagen (mitigativer Bereich)", (GRS, 1992) zitierten Fragestellungen werden jeweils unter der Überschrift als "Fragestellungen aus der Forschung" aufgelistet.

Bei der Einordnung der aus diesen Berichten übernommenen Fragestellungen wurde die GRS-Gliederungsbezeichnung mit übernommen, um im Bedarfsfalle ein leichteres Auffinden in den Originalberichten zu ermöglichen.

R Kontrolle der Reaktivität (DWR)

- A1A1 Versagen Anregung (Hand-RESA, Unterbrechung Stromversorgung in der Schaltanlage, Aufborierung, Primäre Druckentlastung und Aufborierung, Sicherstellung der Borwasservorräte)
- A1A2 Mechanisches Versagen (Aufborierung, Primäre Druckentlastung und Aufborierung, Sicherstellung der Borwasservorräte)
- A1B1 Unzureichende Borierung (Aufborierung, Unterbrechung des Abfahrens)
- A1B2 Eindringen von Speisewasser (Aufborierung, Druckausgleich zw. Primär- und Sekundärseite, Unterbrechung der Speisewasserzufuhr zum defekten DE, Sicherstellung der Borwasservorräte)
- (A1B3 Sumpfumwälzbetrieb und kleines Leck sekundärseitig Reflux-Kondenser-Mode)
- (A1B4 Notstromfall beim An- und Wiederanfahren)

R Kontrolle der Reaktivität (SWR)

- A1A1 Versagen Anregung (Hand-RESA, Not-Borierung, Sicherstellung der Borwasservorräte)
- A1A2 Mechanisches Versagen (Not-Borierung)
- A1B1 Unzureichende Borierung (stärkere Borierung, Unterbrechen des Abfahrens)
- A1B2 Deionateinspeisung (stärkeres Borieren, Unterbrechung der Speisewasserzufuhr)

K Kühlung der Brennelemente (DWR)

- A2A1 K hlmittelverlust bei niedrigem Druck (Nutzung der ND-Einspeisung des Not- u. Nachk hlsystems)
- A2A2 K hlmittelverlust bei hohem Druck (Hauptk hlmittellagerung/-erg nzung, Nutzung der HD-Sicherheitseinspeisung)
- A2A3 Unzureichende K hlmittelvorr te (siehe Mitigation)
- A2A4 K hlmittelverlust  u erh. Sicherheitsbeh. (Absperren von Anschlu leitungen, Externes Notk hlsystem, Auslegung der angeschl. Systeme f r hohen Druck)
- A2A5 DE-Heizrohrleck (Absperren des defekten DE, Absperren aller intakten DE, Au erbetriebnahme der HD-Sicherheitseinspeisung, Sekund rseitige Druckentlastungsvarianten, Mitte-Loop-Betrieb bei vorgesehener Abspernung von  u en)
- A2B1 Ausfall Nachk hlkette (Sekund rseitige W rmeabfuhr, SB-Druckentlastung, sonstige Ma nahmen)
- A2B2 Beeintr chtigung des K hlmitteumlaufrs (Zuschalten HKP, Ausspeisen mit Volumenregelsystem)
- A2C1 Ausfall DE-Einspeisung (Sekund rseitiges Bleed, Sekund rseitiges Feed mit: Speisewasserleitung, mobilen Pumpen, Speisewasserbeh lter, Nutzung vorhandener Wasservorr te des Nachbarblockes, Vorbereitung von Notverbindungen)
- A2C2 Ausfall FD-Abgabe (+ kl. Leck) (Sekund rseitiges Bleed und Feed, Nutzen St tz-/Hilfisdampfleitung)

K K hlung der Brennelemente (SWR)

- A2A1 Unzureichende Einspeisung in den Reaktor (Nutzung vorhandener Pumpen (Feuerl schsystem), Nutzung mobiler Pumpen (Flu -, Trinkwasser), Nutzung turbinengetriebener Einspeisesysteme, Nutzung Speisebeh.einspeisung)
- A2A2 F llstand in der Koka zu niedrig (Nutzung alternativer Einspeisungen (Speisebeh lter, Feuerl schsystem, mobile Pumpen))
- A2A3 SB- berdruck (SB-Venting, Geb udespr hsystem)
- A2A4 KM-Verlust  u erhalb SB (Bypass) (Absperren von Anschlu leitungen)
- A2B1 Str mungsblockage im Kern (Nutzung alternativer Einspeisungen)
- A2C1 Ausfall Dampfabfuhr (Reparaturstrategien, Armaturen ffnung von Hand (S/E-Ventile, Hilfisdampfleitungen, -armaturen))
- A2C2 Unzureichende W rmeabfuhr aus Koka (Reparaturstrategien)

E Einschlu  der radioaktiven Stoffe (DWR)

- B1A1 BS-Oxidieren, -Bl hen, -Bersten (Nutzung Vol.regel- u. Zusatzboriersystem, Nutzung alt. HD-Einspeisung, Zusch. HKP)

- B1A2 BS-Sprödbbruchversagen (Abfahren und Erhaltung der Kernkühlung, Nutzung Vol.regel- u. Zusatzboriersystem, Nutzung alt. HD-Einspeisung)
- B1B1 Schmelzen bei niedrigem Druck (Nutzung Vol.regel- u. Zusatzboriersystem, Nutzung alt. HD-Einspeisung)
- B1B2 Schmelzen bei hohem Druck (Nutzung Vol.regel- u. Zusatzboriersystem, Nutzung alt. HD-Einspeisung, Prim. Bleed und Nutzung alt. ND-Einspeisg.)
- B2A1 Überdruck (Sek.seitige Wärmeabfuhr, Prim. Bleed, Autom. Borierung mit größerer Einsp.rate, zusätzliche DH-SIV)
- B2A2 Dampfexplosion bei niedrigem Druck (Vermeiden PKL-Druck < 10bar, Entwässerung unteres Plenum, Konstr. Gestaltung des unteren Plenums, KM-Zusätze)
- B2B1 Thermoschock (Durchmischung eingespeisten Wassers (Zuschalten HKP))
- B2B2 Durchschmelzen des RDB (Alternative Bespeisung, Kühlung des RDB von außen)
- B2B3 HD-Versagen RDB-Boden (Prim. Bleed, Alternative Bespeisung, Kühlung des RDB von außen)
- C1A1 Hoher Dampfgehalt im SB (ND-Umwälzbetrieb, Fluten des Sumpfes, Umluftkühler, SB-Sprühen, Erhöhung der RR-Kühlung, SB-Druckentlastung)
- C1A2 Hoher Anteil nichtkondensierb. Gase (Katalytische Rekombination, Zünder, Vermeiden Schmelze-Beton Wechselwirkung)
- C1B1 DCH (Direct Containment Heating) (Prim. Bleed, Gestaltung Reaktorkaverne, Zusätzliche Barrieren)
- C1B2 Ex-Vessel Dampfexplosion (Zusätzliche Barrieren)
- C1B3 H₂-Verbrennung (Katalytische Rekombination, Zünder, Inertisieren)
- C1C1 Niedriger Anteil nichtkondensierb. Gase (Begrenzen der SB-Druckentlastung, Fluten des Sumpfes/Wasserzufuhr auf Schmelze, Öffnen von Lüftungsleitungen)
- C2A1 Sehr hoher Energieeintrag (SB-Sprühen, Umluftkühler, Erhöhung der RR-Kühlung, SB-Druckentlastung)
- C3A1 Durchschmelzen Stahlschale im Fundamentbereich (Core Catcher, hochtemp. beständiger Beton, Wasserzufuhr auf Schmelze (Fluten des Sumpfes))
- C3B1 Versagen SB-Abschluß (spez. AM-Prozeduren zum Schließen der Armaturen, SB-Sprühen, SB-Druckentlastung)
- C3B4 Leck in SB-Hülle/Durchdringungen (Besprühen des Lecks, SB-Sprühen, SB-Druckentlastung, Schutz der Durchdringungen)
- C4A1 In- u. Ex-Vessel Dampfexplosion (siehe Pfad B2A2)
- C4A2 H₂-Detonation (Katalytische Rekombination, Zünder, Inertisieren, zusätzliche Barrieren zum Schutz der Stahlhülle)
- C4A3 HD-Versagen des RDB (Prim. Bleed, Verstärkung der RDB-Verankerung, zusätzliche Barrieren)

E Einschluß der radioaktiven Stoffe (SWR)

- B1A1 Steuerstab abschmelzen (Alternative Einspeisemögl., Borsäureeinspeisung)
- B1B1 Unzureichende Wasserzufuhr (Reduktion Leckrate, Alternative Einspeisemöglichkeit)

- B1B2 Veränderung der Kerngeometrie (Alternative Einspeisemöglichkeit)
- B2A1 Überdruck im RDB (Druckentlastung, Kontrolle Füllstand)
- B2A2 Dampfexplosion niedriger Druck (Kontrolle Einspeiserate, KM-Zusätze)
- B2B1 Schmelze-Struktur-Wechselwirkung (Fluten des SB, Kühlung des RDB von außen)
- C1A1 ger. Anteil nichtkond. Gase beim Sprühen (SB-Sprühen begrenzen, SB-Druckentlastung begrenzen)
- C1A2 Versagen der Druckausgleichsklappe beim Sprühen (SB-Sprühen begrenzen, Öffnen von Lüftungsleitungen)
- C1B1 wenig Wasser in KK (Alternative Einspeisung in KK, Alternative Wasserressourcen)
- C1B2 hohe Energiezufuhr in KK (SB-Druckentlastung, Alternative Einspeisung in KK)
- C1B3 Druckabbaufunktion (KK) eingeschränkt (SB-Sprühen, SB-Druckentlastung)
- C1C1 geringe Energieabfuhr aus DK (SB-Sprühen, Alternative DK-Kühlung, SB-Druckentlastung)
- C1C2 H₂-Verbrennung (bei nicht inertisiertem SB) (Nachinertisieren, Rekombination)
- C1C3 RDB/SB hohe Dampfproduktion (SB-Sprühen, Alternative Einspeisung in RDB)
- C1C4 schnelle Aufheizung der DK (DCH) (SB-Sprühen, RDB-Druckentlastung)
- C1C5 Nichtkondensierbare Gase u. Wasser in DK (SB-Druckentlastung, Drainage)
- C1C6 Ex-Vessel Dampfexplosion (SB-Sprühen, Fluten des SB)
- C2A1 Hohe Energiezuführung (DCH) (SB-Sprühen, RDB-Druckentlastung)
- C2A2 Ungenügende Wärmeabfuhr (SB-Atmosphäre) (SB-Sprühen, Alternative SB-Kühlfunktion)
- C2B1 Durchschmelzen der Stahlschale (Fluten des SB)
- C2B2 Schmelze-Beton Wechselwirkung (Fluten des SB, Einsatz von hochfesten Materialien)

S Begrenzung der Strahlenexposition (DWR)

- D1A1 trockene Beton/Schmelze WW (Fluten des Sumpfes/Wasservorlage über Schmelze)
- D1B1 Aerosol-Verteilung (SB-Sprühen, Chemische Reaktion)
- D1B2 Verteilung gasförmiger Stoffe (Chemische Reaktion, SB-Sprühen)
- D1C1 pH-Wert zu niedrig (Zusatz basischer Stoffe, Fluten des Sumpfes/Verdünnung)
- D1C2 Radiolyse (Fluten des Sumpfes/Abkühlung)
- D1C3 Wassertemperatur zu hoch (Nachkühlssysteme zuschalten, Fluten des Sumpfes/Abkühlung)
- D2A1 Überdruckversagen des SB (Gefilterte SB-Druckentlastung, SB-Sprühen)
- D2A2 Versagen SB-Abschluß/Leck im SB (Gefilterte SB-Druckentlastung, SB-Sprühen)
- D2B1 Auslaugungsprozeduren (Abpumpen des Grundwassers, Spundwände, Einsatz flüssigen Stickstoffs, Core Catcher)

S Begrenzung der Strahlenexposition (SWR)

- D2C1 Leck im Wasserbereich (Absperren des Lecks, Rückpumpen in den SB)
- D3A1 DE-Heizrohrleck (Prim. Bleed, Fluten sek.seitig des defekten SB)
- D3A2 Kühlmittelverlust außerhalb SB (Prim. Bleed, Altern. Absperrrmaßnahmen, Bespühung oder Fluten des Lecks)
- C3A1 Versagen SB-Abschluß (manuelles Schließen der Armaturen, SB-Sprühen, SB-Druckentlastung)
- C3A2 Leck in SB-Hülle/Durchdringungen (SB-Sprühen, Besprühen des Lecks, SB-Druckentlastung, konstr. Schutz der Durchdringung)
- C4A1 Ex- oder In-Vessel Dampfexplosion (KM-Additive, Zusätzliche Barrieren)
- C4A2 H₂-Detonation (bei nicht-inertisiertem SB) (Rekombination, Zusätzliche Barrieren)
- C4A3 RDB-Überdruck-Versagen (RDB-Druckentlastung)
- D1A1 Beton/Schmelze Wechselwirkung (Fluten des SB/Wasservorlage über Schmelze)
- D1B1 Aerosol-Verteilung (SB-Sprühen, Chemische Reaktion, KK-Wasserablaß zur Reinigungsanlage)
- D1B2 Verteilung gasförmiger Stoffe (Chemische Reaktion, SB-Sprühen)
- D1C1 pH-Wert zu niedrig (Zusatz basischer Stoffe, Fluten des SB/Verdünnung)
- D1C2 Radiolyse (Fluten des SB/Abkühlung)
- D1C3 Wassertemperatur zu hoch (Nachkühlsysteme zuschalten, Fluten des SB/Abkühlung)
- D2A1 Überdruckversagen des SB (Gefilterte SB-Entlastung)
- D2A2 Versagen SB-Abschluß/Leck im SB (SB-Sprühen, Gefilterte SB-Entlastung)
- D2B1 Auslaugungsprozeduren (Abpumpen Grundwasser, Spundwände, Einsatz flüssigen Stickstoffs)
- D2C1 Leck im Wasserbereich (Absperren des Lecks, Rückpumpen in den SB)
- D3A1 Kühlmittelverlust außerhalb SB (RDB-Druckentlastung, Alternative Absperrrmaßnahmen, Besprühen oder Fluten des Lecks)

ZV Zuverlässigkeit (DWR u. SWR)

nicht explizit aufgeführt

GA Gesamtanlage (DWR und SWR)

nicht explizit aufgeführt

AD Administratives (DWR und SWR)

- Notfallschutzübungen
- Mensch-Maschine-Wechselwirkung
- Meldewege

LT Leittechnik (DWR)

- A3B1 Unzureichende Beleuchtung/Kommunikation (Prov. Beleuchtung durch Akku-Handlampen bzw. mobile Aggregate, Kommunikation durch: IBS-Telephonanlage, Handsprechfunkgeräte, Aufbereitung von Prozessinformationen für Krisenmanagement)
- A3B2 zu geringer Luftaustausch (Zuluftfilterung Warte, Verbesserung Luftaustausch (z.B. Öffnen von Türen zum Umformerraum))

LT Leittechnik (SWR)

- A3B1 Unzureichende Beleuchtung/Kommunikation (Prov. Beleuchtung durch Akku-Handlampen bzw. mobile Aggregate, Kommunikation durch: IBS-Telephonanlage, Handsprechfunkgeräte, Aufbereitung von Prozessinformationen für Krisenmanagement)
- A3B2 zu geringer Luftaustausch (Zuluftfilterung Warte, Verbesserung Luftaustausch (z.B. Öffnen von Türen zum Umformerraum))

EM Energie- und Hilfsmedienversorgung (DWR und SWR)

- A3A1 Spannungsabfall im Drehstromnetz (Abschalten überflüssiger Verbraucher - Eingriff in das Zuschaltprogramm, Reparaturstrategien, Verbesserung der Verfügbarkeit: Herstellung von Verbindungen zw. den Redundanzen bzw. zum Nachbarblock, Überbrücken von Schutzkriterien,

Alternative externe Energieversorgung: Laufwasser-/Pumpspeicherkraftwerke, mobile Notstromaggregate)

A3A2 Unzureichende Gleichstromversorgung (Verlängerung der Batteriekapazität - Abschalten von Verbrauchern im Gleichstromnetz, Laden der Batterien mit mobilen Aggregaten)

Anhang B

Originaltexte aus Regeln und Richtlinien

Anhang B

Originaltexte aus Regeln und Richtlinien

Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke (21.10.1977) mit Interpretationen	42
<i>Kriterium 5.2 Störfallinstrumentierung</i>	42
RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren (3. Ausgabe vom 14.10.1981 mit späteren Änderungen)	43
25. Störfallinstrumentierung	43
RSK-Empfehlungen	46
4.6.25 Überprüfung der Sicherheit der Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktor in der Bundesrepublik Deutschland	46
4.6.26 2 Druckentlastung des Sicherheitsbehälters über ein Filtersystem (Gefilterte Druckentlastung des RSB)	51
4.6.27 1. Anlageninterner Notfallschutz bei Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor	53
4.6.30 Untersuchungen zu Ereignisabläufen für Kernkraftwerke mit Siedewasserreaktor unter Einbeziehung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes am Beispiel des Kernkraftwerkes Krümmel (KKK)	59
4.6.32 B I 9 Anlageninterner Notfallschutz	62
4.6.39 Behandlung Auslegungsüberschreitender Ereignisabläufe für die in der Bundesrepublik Deutschland betriebenen Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren - Positionspapier der RSK zum anlageninternen Notfallschutz im Verhältnis zum anlagenexternen Katastrophenschutz	67
4.7.3 Maßnahmen zur Risikominderung bei Freisetzung von Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter nach auslegungsüberschreitenden Ereignissen	71
SSK-Empfehlung	77
5.27 Druckentlastung des Reaktor-Sicherheitsbehälters und Zuluftfilterung für die Hauptwarte	77

Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke (21.10.1977)

mit Interpretationen

Kriterium 5.2 Störfallinstrumentierung

Im Kernkraftwerk müssen Einrichtungen zur Messung und Registrierung vorhanden sein, die bei und nach Störfällen und bei unvorhersehbaren Ereignisabläufen

1. ausreichende Informationen über den Zustand der Anlage liefern, um die erforderlichen Schutzmaßnahmen für Personal und Anlage ergreifen zu können,
2. Hinweise auf den Verlauf geben und seine Dokumentation ermöglichen,
3. eine Abschätzung der Auswirkungen auf die Umgebung gestatten.

RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren

(3. Ausgabe vom 14.10.1981 mit späteren Änderungen)

25. Störfallinstrumentierung

25.1 Allgemeine Anforderungen

- (1) Die Störfallinstrumentierung hat die Aufgabe, vor, während und nach
 - einem Störfall oder
 - einem Ereignis, das zu einer erhöhten Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Kernkraftwerksumgebung führen kann,einen Überblick über den Betriebszustand zu ermöglichen und alle den Anlagenzustand beschreibenden wesentlichen Daten sowie die wichtigsten Wetterdaten anzuzeigen und zeitgerecht zu dokumentieren.
- (2) Zur Erfüllung ihrer Aufgabe ist die Störfallinstrumentierung in eine Störfallablaufinstrumentierung und in eine Störfallfolgeinstrumentierung zu unterteilen.
- (3) Die Störfallfestigkeit der Störfallinstrumentierung ist, soweit erforderlich, vor deren Einsatz nachzuweisen.
- (4) Die Einrichtungen der Störfallinstrumentierung sind an eine unterbrechungslose Notstromversorgung des Notstromsystems anzuschließen.
- (5) Für jede erfaßte Meßgröße der Störfallinstrumentierung muß die Tageszeit aus den zugehörigen Dokumentationsunterlagen so genau bestimmt werden können, daß eine zeitliche Zuordnung zu Daten aus anderen Informationsquellen möglich ist.
- (6) Die Dokumentationseinrichtungen sind so auszulegen, daß das Zeitverhalten der Meßgrößen mit ausreichender Genauigkeit erfaßt wird.
- (7) Zur Begutachtung sind Unterlagen vorzulegen, die das Auslegungskonzept und die sicherheitstechnisch wichtigen Einzelheiten der Störfallinstrumentierung prüffähig beschreiben.

25.2 Störfallablaufinstrumentierung

- (1) Die Störfallablaufinstrumentierung ist so auszulegen, daß die zur Feststellung eines Störfallablaufs ausgewählten Zustandsgrößen übersichtlich und in der richtigen zeitlichen Folge dokumentiert werden.
- (2) Die Störfallablaufinstrumentierung muß grundsätzlich jederzeit in Betrieb sein. Eine eingeschränkte Funktionsfähigkeit (z. B. bei erforderlichen Instandsetzungsarbeiten) ist zulässig, wenn im Bedarfsfall eine ausreichende Mindestinformation durch den funktionsfähigen Teil der Störfallinstrumentierung gewährleistet ist. Die vollständige Funktionsfähigkeit der Störfallablaufinstrumentierung ist so schnell wie möglich wiederherzustellen.

- (3) Es ist festzulegen, welche Einrichtungen der Störablaufinstrumentierung auch bei abgefahrener Reaktoranlage in Betrieb sein müssen.
- (4) Für die Aufzeichnung und Speicherung der Störfallablaufdaten sind zwei möglichst diversitäre Datenspeicher einzusetzen. Der Ausfall eines Datenspeichers ist anzuzeigen.
- (5) Die bei Störfallabläufen aufgezeichneten Störfallablaufdaten sind gesichert aufzubewahren. Es ist sicherzustellen, daß diese Daten weder verändert noch gelöscht werden.
- (6) Die nach Eintritt eines anlageninternen Störfalls auftretenden Umgebungsbedingungen dürfen nicht zum Ausfall der zur Störfallbeurteilung erforderlichen Meßeinrichtungen und Informationen führen.

25.3 Störfallfolgeinstrumentierung

25.3.1 Auslegung

- (1) Die Störfallfolgeinstrumentierung ist so auszulegen, daß die Daten, die nach Eintreten

- eines Störfalls oder
- eines Ereignisses, das zu einer erhöhten Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Kernkraftwerksumgebung führen kann,

für die Beurteilung der Anlagensicherheit, der Wirksamkeit des Sicherheitssystems und für die Entscheidung über Notfallschutzmaßnahmen (Fußnote: Hinweis: Um Notfallschutzmaßnahmen einleiten und durchführen zu können, ist neben der im Kap. 25 geforderten Störfallinstrumentierung innerhalb der Anlage eine rasche Durchführung von Messungen außerhalb der Anlage in der Kernkraftwerksumgebung sicherzustellen. (Siehe "Empfehlung zur Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken", verabschiedet im Länderausschuß für Atomkernenergie am 15. und 16.06.1976)) eine entscheidende sicherheitstechnische Bedeutung haben, zuverlässig und ausreichend genau angezeigt und dokumentiert werden.

- (2) Die Störfallfolgeinstrumentierung muß in bezug auf Meßbereiche, Störfallfestigkeit, Zuverlässigkeit und Genauigkeit so ausgelegt werden, daß sich das Bedienungspersonal auf diese Instrumentierung jederzeit verlassen kann.

- (3) Es sind eignungsgeprüfte oder für den Einzelfall und für die unterstellten Einsatzbedingungen bewährte und möglichst wartungsfreie Geräte zu verwenden.

- (4) Die Einrichtungen zur Erfassung, Verarbeitung und Dokumentation der Meßgrößen sind technisch so einfach wie möglich aufzubauen.

- (5) Es sind zum Beispiel folgende Meßgrößen anzuzeigen und zu dokumentieren:

- Druck in der Druckführenden Umschließung
- Kühlmittelin- und -austrittstemperaturen in den Hauptkühlkreisläufen
- Siedeabstand (Druck und Temperatur)
- Neutronenflußdichte
- Füllstand im Primärsystem (Fußnote: Es ist eine Meßeinrichtung vorzusehen, die dem Stand von Wissenschaft und Technik entspricht und Aussagen über die Bedeckung des Reaktorkerns ermöglicht.)
- Füllstand im Druckbehälter
- Füllstände im Sekundärsystem
- Druck im Sicherheitsbehälter
- Temperatur der Sicherheitsbehälteratmosphäre
- Temperatur im Brennelementlagerbecken

- Ortsdosisleistung an der Personenschleuse
- Aktivität der Kaminfortluft (Aktivitätskonzentration und Durchsatz) aufgetrennt in Edelgase, Aerosole und Jod
- Windgeschwindigkeit, Windrichtung und Ausbreitungskategorie (z. B. durch Erfassung des Temperaturgradienten).

(6) Die Einrichtungen zur Messung der Kernaustrittstemperaturen sind so auszulegen, daß Temperaturen bis ca. 1000°C erfaßt werden.

(7) Die Meßgrößen der Störfallfolgeinstrumentierung sind grundsätzlich in der Schaltwarte des Kernkraftwerks und in der Notsteuerstelle anzuzeigen und aufzuzeichnen.

(8) Durch Störfälle und deren Folgen darf die Funktion der Störfallfolgeinstrumentierung nicht so beeinträchtigt werden, daß die Erfassung, Anzeige und Aufzeichnung der Störfallfolgemeßgrößen verhindert wird. Meßstellen außerhalb der Reaktoranlage sind so anzuordnen und zu installieren, daß ein Ausfall dieser Meßstellen zusammen mit sicherheitstechnisch wichtigen Teilen der Anlage durch Einwirkungen von außen hinreichend unwahrscheinlich ist.

(9) Eine redundante Meßwerterfassung und Meßwertverarbeitung für eine Meßgröße ist nicht erforderlich, wenn nachgewiesen wird, daß

- der Informationsgehalt dieser Meßgröße auch durch Meßwerte anderer Meßgrößen der Störfallfolgeinstrumentierung - oder durch Meßgrößen einer nachweislich gleichwertigen Instrumentierung - vermittelt werden kann
- oder der Ausfall von Meßwerten einer Meßgröße im Bedarfsfall für eine bestimmte Zeitdauer akzeptiert und innerhalb dieser Zeit unter den dann herrschenden Bedingungen der Ausfall behoben oder eine Ersatzlösung realisiert werden kann.

(10) Die Einrichtungen der Störfallfolgeinstrumentierung im gegen Einwirkungen von außen ungeschützten Bereich sind rückwirkungsfrei von den Einrichtungen des geschützten Bereichs zu entkoppeln.

(11) Die Anzeigeeinrichtungen sind so auszulegen, daß sie eindeutig und mühelos abgelesen werden können.

(12) Die Anzeige- und Dokumentationseinrichtungen sind übersichtlich anzuordnen und deutlich und eindeutig zu kennzeichnen.

(13) Die Störfallfolgeinstrumentierung ist so auszulegen, daß jederzeit ihre lückenlose Überprüfung möglich ist. Die Prüfungen sollen leicht durchführbar sein.

25.3.2 Funktionsprüfungen

(1) Die Funktionsfähigkeit der Störfallfolgeinstrumentierung ist während der Nutzungsdauer der Anlage durch geeignete Prüfungen nachzuweisen. Diese Prüfungen müssen alle funktionswichtigen Komponenten erfassen.

(2) Art und Umfang der Prüfungen und die Zeitabstände zwischen den Prüfungen sind festzulegen.

(3) Die Ergebnisse der Prüfungen sind zu dokumentieren.

RSK-Empfehlungen

4.6.25 Überprüfung der Sicherheit der Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktor in der Bundesrepublik Deutschland

4.6.25 2.1 Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktor

2.1.1 Sicherstellung des Reaktorsicherheitsbehälter-Abschlusses

Wegen der Bedeutung des Reaktorsicherheitsbehälter-Abschlusses auch bei einem Kernschmelzunfall (Fußnote: Ein Kernschmelzunfall ist nur denkbar, wenn bei einem Störfall, wie z. B. dem Kühlmittelverluststörfall, der Ausfall aller Not- und Nachkühlsysteme über längere Zeit postuliert wird und damit keine Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern angenommen wird.) mit Druckaufbau im Reaktorsicherheitsbehälter hat sich die RSK nochmals mit der Zuverlässigkeit der Absperrorgane für Systeme befaßt, die im Normalbetrieb offen mit der Sicherheitsbehälteratmosphäre in Verbindung stehen. Sie stellt dazu folgendes fest:

a) Große Lüftungsöffnungen am Sicherheitsbehälter

Die großen Lüftungsöffnungen werden im Anforderungsfall auslegungsgemäß durch zwei hintereinanderliegende Abschlußorgane (Absperrklappen/Absperrventile) geschlossen.

Die Schließfunktion wird durch Anströmung in Schließrichtung unterstützt.

Bei Ausfall der Stromversorgung/Medienversorgung schließen die Abschlußorgane selbständig durch Federn, Gewichte oder Eigengewicht. Bei ausbleibender Anregung durch den Reaktorschutz kann der Schließvorgang gezielt durch eine Unterbrechung der Energieversorgung eingeleitet werden.

Ein Nichtschließen der Abschlußorgane wird festgestellt (z.B. Stellungsüberwachung Δp -Messung).

Die Abschlußorgane sind so untergebracht bzw. geschützt, daß eine Beeinträchtigung ihrer Funktion durch zu unterstellende umherfliegende Teile oder Strahlkräfte ausgeschlossen wird.

Bei der Auslegung der Abschlußorgane sind die beim Auslegungsfall (2F-Bruch) auftretenden dynamischen Effekte berücksichtigt worden bzw. sind noch entsprechende Nachweise zu führen.

An den Abschlußorganen werden regelmäßig wiederkehrende Prüfungen durchgeführt. Die Ergebnisse haben die auslegungsgemäße Funktion bestätigt.

b) Sonstige Leitungen

Die sonstigen Leitungen verfügen ebenfalls über hintereinanderliegende Gebäudeabschlußarmaturen.

Bei Versagen des automatischen Abschlusses ist ein Notabschluß durch mindestens eine der folgenden Maßnahmen

- Ansteuerung von der Warte,
- Handmaßnahmen in der Schaltanlage,
- Handmaßnahmen vor Ort,
- Schließen der Ersatzarmaturen

gegen Störfalldruck im Sicherheitsbehälter möglich.

Die Stellung der Armaturen wird überwacht. An den Armaturen werden regelmäßig wiederkehrende Prüfungen durchgeführt. Die Ergebnisse haben die auslegungsgemäße Funktion bestätigt.

Aus Sicht der RSK ergeben sich keine sicherheitstechnischen Bedenken.

2.1.2 Ausstattung von Warte und Notsteuerstelle im Hinblick auf den anlageninternen Notfallschutz.

Die RSK hält es für sinnvoll, daß anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen an einer zentralen Stelle in der Anlage geplant, teilweise eingeleitet und überwacht werden können. An dieser Stelle sollen daher die erforderlichen Informationen über den Anlagenzustand vorliegen.

Die Betreiber haben dargelegt, daß zur Vorbereitung der zusätzlich geplanten anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen die Warte als zentrale Stelle vorgesehen ist. Die Bedeutung der Notsteuerstelle, die für andere Aufgaben, wie Schutz gegen Einwirkungen von außen oder Einwirkungen Dritter, konzipiert ist, bleibt davon unberührt.

Um einen längerfristigen Aufenthalt des Bedienungspersonals in der Warte im Notfall zu gewährleisten, werden die notwendigen Vorkehrungen getroffen. So ist z. B. der Einsatz eines geeigneten Filters in die der Warte zugeführte Luft vorgesehen. Damit kann zur Vermeidung von Einwärtsleckagen ein geringer Überdruck gehalten werden. Bei dem Filter kann es sich auch um eine am Standort vorgehaltene mobile Einrichtung handeln.

4.6.25 2.2 Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor

2.2.1 Druckentlastung von DWR-Sicherheitsbehältern über Schwebstofffilter bei Kernschmelzunfällen

Ein Kernschmelzunfall ist nur denkbar, wenn bei einem Störfall, wie z. B. dem Kühlmittelverluststörfall, der Ausfall aller Not- und Nachkühlsysteme über längere Zeit postuliert wird und damit keine Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern angenommen wird. Im Rahmen von Forschungsarbeiten sind umfangreiche Untersuchungen zur Analyse von Kernschmelzunfällen in einem Druckwasserreaktor durchgeführt worden. Die Ergebnisse zeigen, daß es bei intaktem Sicherheitsbehälter zu einem Druckanstieg kommt, wobei mehrere Tage vergehen, bis ein Druck erreicht werden kann, bei dem mit einem Versagen des Behälters gerechnet werden müßte.

Für diesen äußerst unwahrscheinlichen Fall hält die RSK eine Druckentlastung des Sicherheitsbehälters über Schwebstofffilter für sinnvoll. Dabei sind nachfolgende Anforderungen zu erfüllen:

- a) Auslegung und Einsatzweisen
 - Öffnen etwa beim Prüfdruck des Sicherheitsbehälters
 - Druckbegrenzung bei Druckentlastung ohne Wasserzufuhr in den Sicherheitsbehälter
 - Druckminderung auf etwa halben Prüfdruck in ca. 2 Tagen (Richtwert) bei Druckentlastung mit Wasserzufuhr in den Sicherheitsbehälter
 - Auslegung der Armaturen für Wiederschließen auch bei Sicherheitsbehälter-Prüfdruck
 - Auslegung der Armaturen für stufenweises Öffnen und Schließen
 - Aktivierung von Wasserzufuhrmöglichkeiten in den Sicherheitsbehälter zur Kompensation der abgelassenen Wassermenge (Vermeidung der Sumpfaustrocknung) ab Zeitpunkt der Druckentlastung.
- b) Zu berücksichtigende Belastungen
 - Bis zur äußeren bzw. zweiten der doppelten Abschlußarmaturen: Versagensdruck des Sicherheitsbehälters, hilfsweise doppelter Auslegungsdruck
 - Für das anschließende System:
 - Druck, Temperatur und Zusammensetzung des bei vollem Ventilöffnungsquerschnitt ausströmenden Gemischs entsprechend den Unfallbedingungen
 - Auslegungsreserve bei Rohrleitungen und Halterungen zur Berücksichtigung dynamischer Belastungen, hilfsweise mit Sicherheitsfaktor 2 auf Betriebsbelastungen
- c) Angaben zum Aufbau
 - Vorzugsweise feste Verlegung der Systemteile hinter den Abschlußarmaturen: je nach Lösung Anschluß des Systemteils hinter den Abschlußarmaturen über einbaubares Zwischenstück
 - Hintereinanderliegende Abschlußorgane, soweit aus Gründen der Zugänglichkeit erforderlich fernbedient und mit Energieversorgungsmöglichkeit für den Einsatzfall. Es kann dabei davon ausgegangen werden, daß zum Zeitpunkt der Druckentlastung nach mehreren Tagen eine Fremdnetzversorgung mit der erforderlichen Leistung und/oder Notstromversorgung wieder zur Verfügung steht.
 - Abfuhr des auf dem Entlastungsweg anfallenden Kondensats
 - Vorhalten eines Schwebstofffiltersystems am Standort der Anlage.

Die RSK ist von der Zweckmäßigkeit des Konzepts zur Druckentlastung von DWR-Sicherheitsbehältern überzeugt und empfiehlt eine Realisierung dieses Konzepts mit den vorstehend spezifizierten Anforderungen.

4.6.25 2.3 Kernkraftwerke mit Siedewasserreaktor

2.3.1 Inertisierung des Sicherheitsbehälters

Zur Inertisierung des Sicherheitsbehälters haben die Betreiber für die Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 ein Konzept vorgeschlagen, das von der RSK bewertet wurde.

Der Aufbau und die Erhaltung des Inertzustandes in der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre ist bereits im bestimmungsgemäßen Betrieb möglich. Deshalb muß das Konzept der Inertisierung den zu einer sicheren Betriebsführung notwendigen Begehrbarkeitserfordernissen des Sicherheitsbehälters Rechnung tragen.

Bedingungen zur Inertisierung

- Mit der Inertisierung des Sicherheitsbehälters beim Anfahren muß spätestens bei Erreichen des vorgesehenen Dauerbetriebszustandes begonnen werden.
- Mit der Deinertisierung des Sicherheitsbehälters sollte nicht früher als 24 h vor dem geplanten Abfahrvorgang begonnen werden.
- Der Rest-O₂-Gehalt in der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre soll unter Berücksichtigung der Gemischzusammensetzung beim Unfall H₂-Verbrennungen verhindern. Die RSK hält einen Rest-O₂-Gehalt von 4% für unbedenklich.
- Der Steuerstabantriebsraum soll bei Normalbetrieb entweder getrennt von der übrigen Druckkammer vorübergehend deinertisiert werden können oder gänzlich uninertisiert bleiben, wenn bei Unfällen durch Konzentrationsausgleich mit der restlichen Druckkammer eine ausreichende Inertisierung erreicht wird.
- Bei Lastabsenkungen auf Teillast zu Prüfungs- und Instandhaltungszwecken kann die Druckkammer bei den entsprechenden Teillaststufen vorübergehend deinertisiert werden.
- Auf den Rückpumpbetrieb der Ringspaltabsaugung bei Unfällen soll verzichtet werden.

Stickstoffeinbringung

Unter weitgehender Nutzung vorhandener Systeme werden Verbindungen zwischen der mobilen Stickstoff-Bereitstellungs-Einheit und den relevanten Raumbereichen des Sicherheitsbehälters in konventioneller Technik installiert.

Stickstoffverteilung

Die Inertisierung erfolgt im Spülverfahren d. h. ein dem zugeführten Stickstoffvolumenstrom äquivalenter Volumenstrom wird abgezogen und über die Abluft abgeführt. Zur Verbesserung der N₂-Verteilung wird die Umluftanlage mitbetrieben.

O₂-Überwachung

Die Überwachung des O₂-Gehaltes der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre erfolgt über das vorhandene H₂-Überwachungssystem, das um O₂-Messungen ergänzt wird.

Stickstoff-Ergänzung

Für den Fall, daß nach erfolgter Inertisierung ein Ansteigen des O₂-Gehaltes in der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre beobachtet wird, das nicht mit betrieblichen Mitteln begrenzt werden kann, wird eine ausreichende Menge Stickstoff auf der Anlage stationär vorgehalten und über geeignete Anschlüsse in den Sicherheitsbehälter geleitet.

Deinertisierung

Die Deinertisierung erfolgt im Spülverfahren über die Zu- und Abluftanlage des Sicherheitsbehälters.

Bewertung des Konzepts

Die RSK hat sich von der Zweckmäßigkeit und Realisierbarkeit des Konzepts zur Inertisierung des Sicherheitsbehälters der Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 überzeugt. Sie hat keine sicherheitstechnischen Bedenken.

2.3.2 Zuverlässigkeit der Turbo-Einspeisepumpe

Die RSK hält es für sinnvoll, daß beim Ausfall der Eigenbedarfsversorgung und bei gleichzeitig unterstelltem Versagen der Diesel-Notstromerzeugungsanlagen das turbogetriebene Einspeisesystem (TJ-System) noch für längere Zeit zur Einspeisung von Kühlmittel in den Reaktordruckbehälter zur Verfügung steht. Sie nimmt entsprechende Vorschläge der Betreiber zustimmend zur Kenntnis.

4.6.26 2 Druckentlastung des Sicherheitsbehälters über ein Filtersystem (Gefilterte Druckentlastung des RSB)

Die RSK hat in Ihrer 218. Sitzung am 17.12.1986 für alle Druckwassereaktoren eine gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters als sinnvolle Maßnahme im Rahmen des anlageinternen Notfallschutzes für Ereignisse empfohlen, bei denen im Störfall mit zusätzlich postulierten langfristigen Ausfällen wesentlicher Teile des Sicherheitssystems hypothetisch ein vollständiger Ausfall der Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern angenommen wird.

Die Kernkraftwerke mit Siedewasserreaktor verfügen bei Störfällen über eine Vielzahl von Einspeisemöglichkeiten in den Reaktordruckbehälter, die auch beim Ausfall der externen Energieversorgung zur Verfügung stehen. Hiermit sind die zuverlässige Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktordruckbehälter gewährleistet. Selbst bei einem zusätzlich postulierten Ausfall der Notstromversorgung sind Möglichkeiten der Füllstandshaltung im Reaktordruckbehälter für eine längere Zeit vorhanden.

Die RSK empfiehlt - wie bei der o. g. Empfehlung zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters von Druckwassereaktoren - ein Druckentlastungssystem für Sicherheitsbehälter von Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes vorzusehen, an das folgende Anforderungen gestellt werden:

a) Auslegung und Einsatzweisen

- Öffnen etwa zwischen Auslegungsdruck und Prüfdruck des Sicherheitsbehälters
- Energieabfuhr aus dem Druckabbausystem über den Volumenstrom mindestens entsprechend der Nachwärme, die nach Ausschöpfung der Speicherkapazität der Kondensationskammer anfällt
- Auslegung der Armaturen für Wiederschließen auch bei Sicherheitsbehälter-Prüfdruck
- Auslegung der Armaturen für stufenweises Öffnen und Schließen
- Möglichkeit der Wasserzufuhr in den Venturiwäscher zur Kompensation der Wassermenge, die durch die Nachwärme der in der Wasservorlage zurückgehaltenen Spaltprodukte verdampft
- Möglichkeit zur Probenahme
- Bestimmung der bei der Druckentlastung abgegebenen Menge über den Druck vor der unter kritischem Druckverhältnis stehenden Blende
- Ermittlung der bei der Druckentlastung abgegebenen Aktivität auf direktem oder indirektem Weg (z. B. durch Bilanzierung)

b) Zu berücksichtigende Belastungen

- Bis zur äußeren bzw. zweiten der doppelten Abschlußarmaturen: Versagensdruck des Sicherheitsbehälters, hilfsweise doppelter Auslegungsdruck
- Für das anschließende System:
 - Druck, Temperatur und Zusammensetzung des bei vollem Ventilöffnungsquerschnitt ausströmenden Gemisches entsprechend den Unfallbedingungen
 - Auslegungsreserve bei Rohrleitungen und Halterungen zur Berücksichtigung dynamischer Belastungen, hilfsweise mit Sicherheitsfaktor 2 auf Betriebsbelastungen oder hilfsweise auf 10 bar

c) Angaben zum Aufbau

- Feste Verlegung der Systemteile hinter den Abschlußarmaturen
- Hintereinanderliegende Abschlußorgane, soweit aus Gründen der Zugänglichkeit erforderlich, fernbedient und mit Energieversorgungsmöglichkeiten aus der gesicherten Batteriestromversorgung

- Fester Einbau eines Filtersystem (vorzugsweise Venturiwäscher mit nachgeschaltetem Schwebstofffilter)

Die RSK hat das Konzept der Druckentlastung von Sicherheitsbehältern anhand der Vorschläge für die Kernkraftwerke Brunsbüttel und Krümmel diskutiert. Sie ist von der Zweckmäßigkeit dieses Konzeptes bei Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 überzeugt und empfiehlt seine Realisierung im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes.

4.6.27 1. Anlageninterner Notfallschutz bei Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor

1 Bedeutung des anlageninternen Notfallschutzes und Einordnung in das Auslegungskonzept von Kernkraftwerken

Gemäß den Forderungen des Atomgesetzes werden Kernkraftwerke auch gegen unterstellte Störfälle ausgelegt (Auslegungsstörfälle). Die Auslegungsstörfälle werden so definiert, daß sie jeweils für eine Gruppe ähnlich verlaufender Ereignisse repräsentativ sind, d. h., daß sie die für diese Ereignisgruppe repräsentativen Belastungen für die Anlagenplanung vorgeben (vgl. Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung; Dezember 1983). Zur Beherrschung der Auslegungsstörfälle werden zuverlässige, redundante und weitgehend diversitäre Sicherheitssysteme installiert, die auch beim Ausfall der externen Energieversorgung ihre Aufgabe erfüllen. Die Wirksamkeit und die Zuverlässigkeit dieser Systeme wird im Genehmigungsverfahren im Detail nachgewiesen. Ingenieurmäßig sinnvolles Vorgehen ist es, in dem beschriebenen Bereich erkannte Verbesserungsmöglichkeiten immer durch eine Stärkung der Präventivmaßnahmen auszunutzen. So war die Fortentwicklung der Sicherheitstechnik in den letzten Jahren stets ausgerichtet auf die Stärkung der Präventivebene. Durch dieses Prinzip der Auslegung ist auch Vorsorge gegen Kernschmelzunfälle getroffen. Das Konzept der Störfallbeherrschung hat sich bewährt. Es ist ausgewogen und bedarf aus Sicht der RSK keiner Erweiterungen oder Änderungen.

Unabhängig davon wurden bzw. werden im Rahmen von Sicherheitsstudien, der Reaktorsicherheitsforschung und von Risikostudien auch die Folgen hypothetischer Systemausfälle und Ausfallkombinationen untersucht, die bei der Anlagenauslegung nicht explizit berücksichtigt worden sind (auslegungsüberschreitende Ereignisse).

Hieraus ergibt sich der Rahmen für den flexiblen Einsatz vorhandener Systeme und Zusatzmaßnahmen im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes. Ansatzpunkt für Untersuchungen zu solchen Maßnahmen ist das vorhandene Sicherheitspotential von Kernkraftwerken, das sich aus der Auslegung der Anlage für einen sicheren Betrieb und gegen postulierte Störfälle ergibt. Wegen der deterministischen Postulate in den Analysen, die die Auslegungsgrundlage darstellen, wie z. B. dem Einzelfehlerkonzept oder dem Postulat der Unwirksamkeit von Betriebssystemen bei der Störfallbeherrschung und zusätzlich pessimistischer Analyserandbedingungen, weisen die vorhandenen Systeme erheblich höhere Wirksamkeiten auf, als in den Analysen ermittelt. Daraus ergibt sich bei realistischer Betrachtungsweise, daß tatsächlich vorhandene Systeme auch flexibel zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Ereignisse eingesetzt werden können.

Die Empfehlung anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen bedeutet nicht, daß die in den Anlagen realisierte Sicherheitstechnik unzureichend ist. Solche Maßnahmen erhöhen vielmehr zusätzlich die Flexibilität der Anlage bei der Beherrschung von Ereignissen weit über das zu betrachtende Spektrum der Auslegungsstörfälle hinaus (Grenzbetrachtungen). Sie sind daher auf einer weiteren Ebene des tiefgestaffelten Sicherheitskonzeptes (Sicherheitsebene) anzuordnen.

Die übergeordneten Schutzziele anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen sind, möglichst frühzeitig die Kontrolle über auslegungsüberschreitende Ereignisse zu gewinnen oder - wenn dies nicht gelingt - die Spaltproduktfreisetzung zu begrenzen und so eine langfristige Kontamination der Umgebung zu verhindern.

Bei diesen Maßnahmen handelt es sich nicht um notwendige Ergänzungen des Sicherheitskonzepts, sondern um anlageninterne Maßnahmen im Sinne einer Ergänzung der Notfallschutzplanung. Die Implementierung zusätzlicher Maßnahmen ist damit nach Auffassung der RSK keine technische Voraussetzung für den sicheren Betrieb einer Anlage.

2 Allgemeine Planungsgrundlagen für Maßnahmen zur flexiblen Ausnutzung vorhandener Systeme und für zusätzliche Maßnahmen im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes

Bei ihren Beratungen zu anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen hat die RSK Festlegungen getroffen, die allgemein als Planungsgrundlagen für solche Maßnahmen dienen sollen.

- Schutzzielorientiertes Vorgehen

Bei der Ermittlung geeigneter anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen und ggf. bei ihrer späteren Durchführung zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Ereignisse soll schutzzielorientiert vorgegangen werden.

Das bisher in Kernkraftwerken angewendete Konzept zur Beherrschung aller der Auslegung zugrundegelegter Störfälle gewährleistet das Überführen der Anlage in einen sicheren Zustand kurzfristig durch automatische Maßnahmen und längerfristig durch das Vorgehen nach Betriebshandbuch. Dabei geht das Betriebspersonal bei eindeutiger Erkennung des vorliegenden Falles ereignisorientiert vor.

Dieses Konzept wird durch ein schutzzielorientiertes Vorgehen ergänzt, bei dem das Personal auch bei Nichterkennen des auslösenden Ereignisses durch die Überprüfung weniger Schutzziele die Anlage überwachen und die notwendigen sicherheitsgerichteten Handlungen durchführen kann.

- Durchführungsanweisungen

Zu den einzelnen Maßnahmen sollen Durchführungsanweisungen erstellt werden, die in einer Unterlage separat vom Betriebshandbuch, dem sog. "Notfallhandbuch", niedergelegt werden. Die Anweisungen sollen auch bei der Personalschulung berücksichtigt werden.

- Basis für Analysen

Analysen zum möglichen Anlagenverhalten müssen mit realistischen Randbedingungen (best estimate) durchgeführt werden.

- Beurteilung geplanter Maßnahmen

Zielvorgaben für Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes sollen sich an den anlagentechnischen Schutzzielen orientieren.

Die anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen müssen sicherheitsgerichtet sein und sollen bei Bedarf wiederholt werden können.

Geplante Maßnahmen sind auf ihre

- Wirksamkeit
- Durchführbarkeit
- Verträglichkeit mit dem Sicherheitskonzept

zu überprüfen.

In die Prüfung sind die gegebenen und erforderlichen Zeitabläufe einzubeziehen. Es ist sicherzustellen, daß die für solche Fälle erforderlichen Entscheidungsstrukturen festgelegt sind und die notwendige Organisation in den zur Verfügung stehenden Zeiten arbeitsfähig ist.

Auslegung und Betriebsweisen

- Redundanz

Redundanzforderungen sind bei anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen im allgemeinen nicht erforderlich. Sie sind ggf. im Einzelfall festzulegen. Eine schematische Anwendung von Kriterien für die Störfallauslegung wie z. B. das Einzelfehlerkriterium, ist bei anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen nicht sinnvoll.

- Qualitätsanforderungen

Qualitätsanforderungen an Systeme werden im Einzelfall unter Berücksichtigung der Beanspruchung und der Umgebungsbedingungen im Einzelfall von der RSK festgelegt.

- Erdbebenauslegung

Bei der Berücksichtigung von konventionellen Ingenieurgesichtspunkten kann von einer ausreichenden Erdbebensicherheit der Systeme ausgegangen werden.

Der Katalog der allgemeinen Planungsgrundlagen wird bei Vorliegen entsprechender Beratungsergebnisse (vgl. Abschn. 4) fortgeschrieben. Für jede der Notfallschutzmaßnahmen hat die RSK Kriterien vorgegeben (vgl. Empfehlungen vom 17. Dezember 1986 und 26. Juni 1987), deren Erfüllung sie im Einzelfall überprüfen wird. Sie wird für alle noch festzulegenden Maßnahmen entsprechend vorgehen.

3 Schaffung von Voraussetzungen für Maßnahmen zur flexiblen Ausnutzung vorhandener Systeme und für Zusatzmaßnahmen.

3.1 Schaffung von Voraussetzungen für Maßnahmen

Um anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen durchführen zu können, müssen die Voraussetzungen zur notwendigen Überwachung der Anlage und zur notwendigen Energieversorgung gegeben sein. Die RSK hat hierzu folgendes empfohlen:

- Ausstattung der Warte für die Durchführung anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen (RSK-Empfehlungen vom 17. Dezember 1986).

Die zentrale Stelle in der Anlage, an der anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen geplant, großenteils eingeleitet und überwacht werden können, ist der Bereich der Schaltwarte.

Um einen längerfristigen Aufenthalt des Bedienungspersonals in der Warte im Notfall zu gewährleisten, wurde von der RSK zur Begrenzung der Strahlenbelastung der Einsatz eines geeigneten Filters in die der Warte zugeführten Luft für zweckmäßig gehalten. Damit kann zur Vermeidung von Einwärtsleckagen ein geringer Überdruck gehalten werden. Bei dem Filtersystem kann es sich um eine für diesen Zweck vorgehaltene, im Anforderungsfall zu installierende Einrichtung handeln.

Die Bedeutung der Notsteuerstelle und deren Ausrüstung, die für andere Aufgaben, wie Schutz gegen Einwirkungen von außen oder Einwirkungen Dritter, konzipiert sind, bleiben davon unberührt.

- Elektrische Energieversorgung

Die Überprüfung der Zuverlässigkeit der bestehenden elektrischen Energieversorgung für das Sicherheitssystem durch die RSK hat gezeigt, daß alle Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktor über mindestens zwei schutztechnisch entkoppelte Verbindungen zwischen Kraftwerk und Netz verfügen.

Zusätzlich haben diese Kernkraftwerke - bis auf wenige Ausnahmen - eine weitere Verbindung oder mehrere Verbindungen zum Netz, über die Notstromleistung bezogen werden kann. Auch bei Ausnahmefällen besteht die Möglichkeit, eine zusätzliche Verbindung zum Netz bzw. zu einem nahegelegenen Kraftwerk zu installieren. Die Zuschaltzeit der zusätzlichen Verbindungen zum Netz liegt je nach Ausführung zwischen einer halben Stunde und vier Stunden.

Bei den Doppelblockanlagen sind jeweils Querverbindungen zwischen den Blöcken vorhanden bzw. vorgesehen. Über die Querverbindungen können die Notstromanlagen des Einzelblocks vom jeweiligen Nachbarblock versorgt werden.

Darüber hinaus hat die RSK die Zuverlässigkeit der elektrischen Energieversorgung aus dem Verbundnetz beraten. Die Beratung hat ergeben, daß innerhalb von ca. 2 Stunden nach einer großen "elektrischen" Störung des Höchstspannungsnetzes aufgrund technischer und administrativer Vorkehrungen für den Wiederaufbau des Netzes die betroffenen Kernkraftwerke wieder mit Eigenbedarfsleistung versorgt werden können. Die RSK erwartet, daß die entsprechenden Vorkehrungen - soweit nicht bereits geschehen - getroffen werden. Bei einem "mechanischen" Schaden im Bereich der Freileitungsstrassen (Mastbruch) und den dann zu unterstellenden Folgen verbleibt in allen Fällen mindestens eine Verbindung zum Netz, über die die Notstromleistung für das Sicherheitssystem des betroffenen Kernkraftwerkes bezogen werden kann.

Bei einem dennoch unterstellten gleichzeitigen Ausfall aller Netzversorgungsmöglichkeiten und der blockseitigen Eigenbedarfsversorgung durch den Blockgenerator des Kernkraftwerkes und aller Dieselnostromerzeugungsanlagen ist in allen Kernkraftwerken die Versorgung der sicherheitstechnisch wichtigen Gleichspannungsverbraucher durch Batterien gewährleistet.

Die RSK empfiehlt, für anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen die Gleichspannungsversorgung bzw. die Entladezeit der Batterien im Notstromsystem so zu bemessen, daß die benötigten Verbraucher 2 bis 3 Stunden nur aus den Batterien versorgt werden können. Damit ist die langfristige Versorgung der Instrumentierung für die Dauer einer großen Netzstörung auch bei gleichzeitigem Ausfall aller Dieselnostromerzeugungsanlagen gewährleistet. Sollte für einzelne verfahrenstechnische Komponenten, die für anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen eingesetzt werden, eine von den festinstallierten Notstromeinrichtungen unabhängige Energieversorgung zweckmäßig sein, so wird dies im Einzelfall festgelegt.

- Möglichkeiten der Bespeisung des Reaktordruckbehälters von Siedewasserreaktoren

Bei Siedewasserreaktoren bestehen zahlreiche Möglichkeiten zur Wassereinspeisung in den Reaktordruckbehälter (z. B. Nutzung des Speisewasserbehälters als Druckspeicher, Nutzung von Feuerlöschsystemen). Aufgrund dieser Möglichkeiten und der konstruktiven Gestaltung des Bereichs des Reaktordruckbehälters sind die Voraussetzungen für die Kühlfähigkeit selbst eines geschmolzenen Reaktorkerns gegeben. Die RSK wird die Bespeisungsmöglichkeiten anlagenspezifisch prüfen und hierzu Stellung nehmen.

Bei SWR-Anlagen der Baulinie 69 wurden Änderungen durchgeführt bzw. sind geplant, die den Einsatz des turbogetriebenen Einspeisesystems (TJ-System) zur langfristigen Einspeisung in den Reaktordruckbehälter bei Ausfall der Eigenbedarfsversorgung und gleichzeitig unterstelltem Versagen der Notstromdiesel erlauben (RSK-Empfehlung vom 17. Dezember 1986). Auf die Weise kann die Zeit bis zur Wiederherstellung der notwendigen Energieversorgung oder zur Schaffung separater Einspeisemöglichkeiten überbrückt werden.

3.2 Realisierung der von der RSK bereits geprüften Maßnahmen

Aufgrund der Beratungen in der RSK sind von den Betreibern deutscher Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktoren bisher folgende Zusatzmaßnahmen geplant bzw. bereits realisiert worden:

- Druckentlastung der Sicherheitsbehälter von Druckwasserreaktoren (RSK-Empfehlung vom 17. Dezember 1986) und Siedewasserreaktoren (RSK-Empfehlung, 24. Juni 1987)

Die Druckentlastungssysteme der Sicherheitsbehälter haben zum Ziel, den Sicherheitseinschluß bei hypothetischen Ereignissen zu schützen und in einem gewissen Umfang die Nachwärme aus dem Sicherheitsbehälter abzuführen.

In die Entlastungsstrecken sind Filtersysteme eingebaut, die die Spaltproduktfreisetzung begrenzen.

Einrichtungen zu einer hinreichenden Überwachung der freigesetzten Aktivität sind vorgesehen. Über Details wird zur Zeit noch beraten.

Die RSK verfolgt nach ihrer Empfehlung vom 17. Dezember 1986 die Realisierung der Systeme in den einzelnen Anlagen und nimmt dazu im jeweiligen Einzelfall Stellung.

- Inertisierung der Sicherheitsbehälter von Siedewasserreaktoren der Baulinie 69

Mit einer gezielten Verringerung des Sauerstoffgehaltes in der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters - bereits im Normalbetrieb der Anlage - können unzulässige Belastungen des Sicherheitsbehälters durch die Wasserstoffrekombination bei hypothetischen Ereignissen mit starker Wasserstoffproduktion ausgeschlossen werden. Dies ist insbesondere bei Siedewasserreaktoren wegen des vergleichsweise geringen Sicherheitsbehältervolumens von Bedeutung. Es wurde ein Inertisierungskonzept entwickelt, das den notwendigen Begehrbarkeitserfordernissen des Sicherheitsbehälters im Normalbetrieb Rechnung trägt.

Die RSK verfolgt die Realisierung des Konzeptes (Empfehlung vom 17. Dezember 1986) in den jeweiligen Anlagen und nimmt dazu im Einzelfall Stellung. Positive Stellungnahmen zu den Kernkraftwerken Krümmel (KKK) und Brunsbüttel (KKB) liegen vor (KKK 24. Juni 1987, KKB 30. Juli 1987).

4 Empfehlungen zu weiteren Untersuchungen von Maßnahmen

4.1 Druckwasserreaktoren

Vorrangiges Ziel bei der Durchführung von Maßnahmen zur flexiblen Nutzung vorhandener Systeme ist die Verhinderung eines Kernschmelzens, mindestens aber die Rückhaltung eines beschädigten Reaktorkerns im Reaktordruckbehälter, um ein weiteres Fortschreiten des Unfallgeschehens zu verhindern. Außerdem sollen bei derartigen Ereignissen Drücke im Primärsystem im Bereich des Ansprechdrucks der Druckhalterventile verhindert werden. Durch eine rechtzeitige Druckentlastung werden Möglichkeiten für flexible Maßnahmen zur Beseitigung des Primärsystems erhöht. Insbesondere kann der Inhalt der Druckspeicher genutzt werden.

Um dieses Ziel zu erreichen, muß möglichst bald nach Beginn der Kernaufheizung wieder Wasser in den Primärkreislauf eingespeist werden, damit eine Kernschädigung, die zu einer Gefährdung der Integrität des Reaktordruckbehälters führen kann, vermieden wird.

Vor abschließenden Empfehlungen sind die Ergebnisse der im folgenden beschriebenen Untersuchungen abzuwarten:

- Kühlung des Reaktorkerns

Die Betreiber prüfen zur Zeit auf Anregung der RSK anlagenspezifisch die Möglichkeit einer Druckentlastung des Primärsystems über die Druckhalterventile und einer Einspeisung in das Primärsystem. Nach Vorliegen der Ergebnisse der Überprüfung wird die RSK hierüber beraten.

- Maßnahmen zum Schutz des Sicherheitseinschlusses

- Wasserstoffrekombination

Zur Beseitigung des bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen entstehenden Wasserstoffs sollte eine katalytische Rekombination angestrebt werden. Es sind Folien in der Entwicklung, mit denen eine derartige Rekombination möglich ist. Versuche im Labormaßstab bestätigen die Wirksamkeit dieser Folien unter den zu unterstellenden Bedingungen.

Die RSK empfiehlt, die Weiterentwicklung der Folien bis zur Einsatzfähigkeit voranzutreiben.

Über die Möglichkeiten der Wasserstoffrekombination wird bei entsprechendem Entwicklungsstand der Folien in ca. einem Jahr erneut beraten.

- Jodfreisetzung bei der Druckentlastung des Sicherheitsbehälters über Filter nach langfristigem Druckaufbau

Zur Freisetzung radioaktiver Stoffe bei einer Druckentlastung, die mehrere Tage nach Ereigniseintritt notwendig werden kann, stellt die RSK fest, daß das übergeordnete Schutzziel die Verhinderung einer langandauernden Kontamination der Umgebung ist. Dies wird durch das vorgesehene Aerosolfiltersystem erreicht.

Bei den Untersuchungen zur Abscheidewirkung der Filter wird szenarienunabhängig eine bestimmte Aerosolmenge vorgegeben. Entsprechende Beratungen finden zur Zeit statt.

4.2 Siedewasserreaktoren

Inertisierung und Druckentlastung der Sicherheitsbehälter von SWR der Baulinie 72 unterscheiden sich wesentlich von denen der SWR der Baulinie 69. Der Betreiber entwickelt derzeit ein Inertisierungskonzept und ein Druckentlastungskonzept, das den unterschiedlichen Gegebenheiten Rechnung trägt.

Die RSK-Beratungen erfolgen nach Vorliegen entsprechender Unterlagen.

4.3 Weitere Untersuchungen und Beratungen

Anlagenübergreifend wird die RSK folgende Punkte behandeln:

- Instrumentierung
Prüfung der Eignung für Zwecke des anlageninternen Notfallschutzes,
- Notfallhandbücher
Gestaltung der Anweisungen

Außerdem verfolgt die RSK die Ergebnisse der im Auftrag des BMU durchgeführten Untersuchungen zu Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes und relevante Forschungsergebnisse und wird zu gegebener Zeit über Schlußfolgerungen hieraus beraten.

5 Zusammenfassung

Mit anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen werden weitgehend vorhandene Betriebs- und Sicherheitssysteme flexibel zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Ereignisse oder zur Begrenzung der Folgen solcher Ereignisse eingesetzt.

Aufgrund von Empfehlungen bzw. Beratungen in der RSK sind bisher folgende Zusatzmaßnahmen geplant bzw. zum Teil bereits installiert:

- Druckentlastung der Sicherheitsbehälter über ein Filtersystem
- Filterung der Wartenzuluft
- Bemessung der Entladezeit der Batterien im Notstromsystem auf 2 bis 3 Stunden
- Einsatz des turbogetriebenen Einspeisesystems der SWR Baulinie 69 bei unterstelltem gleichzeitigem Ausfall der Eigenbedarfsversorgung und der Dieselnotstromerzeugungsanlagen
- Inertisierung der Sicherheitsbehälter von SWR der Baulinie 69

Weitere Beratungen werden stattfinden

- zur Eignung der Instrumentierung für Zwecke des anlageninternen Notfallschutzes und
- zur Gestaltung sog. Notfallhandbücher

Vor der abschließenden Beurteilung weiterer Maßnahmen sind noch Untersuchungen notwendig

- zur Druckentlastung des Primärsystems von Druckwasserreaktoren und zur Einspeisung von Kühlmittel auch unter Berücksichtigung vorhandener Systeme,
- zur katalytischen Rekombination von Wasserstoff.

Die RSK wird laufende Untersuchungen mit Relevanz für die Entwicklung weiterer möglicher anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen weiterverfolgen und über die Ergebnisse beraten. Abschließend weist die RSK nochmals darauf hin, daß es sich bei anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen nicht um notwendige Ergänzungen des Sicherheitskonzeptes handelt, sondern um anlageninterne Maßnahmen im Sinne einer Ergänzung der Notfallschutzplanung. Die Implementierung zusätzlicher Maßnahmen ist damit nach Auffassung der RSK keine technische Voraussetzung für den sicheren Betrieb einer Anlage.

4.6.30

Empfehlung der Reaktor-Sicherheitskommission auf ihrer 230. Sitzung am 16. März 1988

Untersuchungen zu Ereignisabläufen für Kernkraftwerke mit Siedewasserreaktor unter Einbeziehung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes am Beispiel des Kernkraftwerkes Krümmel (KKK)

Anlaß

Die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde des Landes Schleswig-Holstein hat 1984 und 1985 u. a. für das Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor Krümmel (KKK) hypothetische Ereignisabläufe untersuchen lassen. Das Ziel der vom TÜV Norddeutschland durchgeführten Untersuchungen war, Planungsgrundlagen für Katastrophenschutzmaßnahmen zu erweitern. Entsprechend der besonderen Aufgabenstellung wurde die hohe Zuverlässigkeit der Sicherheitseinrichtungen nicht berücksichtigt. Mögliche Maßnahmen des Betriebspersonals zur Beherrschung dieser hypothetischen Ereignisabläufe wurden in der Untersuchung ebenfalls außer acht gelassen. Auf Grund der Ergebnisse der genannten Untersuchungen des TÜV Norddeutschland (Entwurf vom Dezember 1985) wurde in der öffentlichen Diskussion behauptet, bei Siedewasserreaktoren seien Sicherheitsdefizite vorhanden.

Relevanz der Untersuchungsergebnisse für die Anlagensicherheit

Die RSK hat auf ihrer 218. Sitzung am 17.12.1986 zu den Ergebnissen der Untersuchungen des TÜV Norddeutschland u. a. festgestellt, daß die Ergebnisse eine Beurteilung schwerer Unfälle aufgrund ihrer geringen Detaillierung und der im wesentlichen auf Abschätzungen beruhenden Vorgehensweise nicht zulassen und durch die Ergebnisse die Sicherheit der Anlagen und der Schutz nicht in Frage gestellt werden.

Der BMU beauftragte dann die GRS, die vom TÜV Norddeutschland postulierten Szenarien für die Anlage KKK unter Einbeziehung der Zuverlässigkeiten von sicherheitstechnischen und relevanten betrieblichen Einrichtungen sowie die Eingriffsmöglichkeiten des Personals zu analysieren und zu bewerten.

Die betrachteten Abläufe sind

- Ausfall der Hauptwärmesenke mit Ausfall der Nachwärmeabfuhr aus der Kondensationskammer,
- Ausfall der gesamten nicht batteriegepufferten elektrischen Wechselspannungsversorgung, d.h. Ausfall der Eigenbedarfsversorgung und aller Notstromdiesel (Station blackout),

- Kühlmittelverlust innerhalb des Sicherheitsbehälters mit Ausfall der Sumpfrückförderung.

Bei der Bewertung werden inzwischen in der Anlage durchgeführte Modifikationen berücksichtigt, wie der Anschluß von Komponenten (z. B. der Schmiermittelversorgung) des dampfgetriebenen Speisesystems (TJ) an die Batterieversorgung derart, daß auch ein Betrieb des Systems bei Station blackout möglich ist (vgl. auch RSK-Empfehlung vom 17. 12. 1986).

Außerdem gingen die nachfolgend genannten, von der RSK am 17. 12. 1986 und am 24. 6. 1987 empfohlenen, inzwischen genehmigten und in der Anlage vorbereiteten Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes in die Bewertung ein:

- Druckentlastung des Sicherheitsbehälters über ein Filtersystem
- Inertisierung des Sicherheitsbehälters.

Als zusätzliche Maßnahmen zur Bespeisung des Reaktordruckbehälters, die ergänzend zu den zahlreichen Einspeisungen durch Sicherheitssysteme zur Verfügung stehen, hat der Betreiber die Einspeisungen über das Steuerabspülwassersystem und das Dichtungssperrwassersystem, Einspeisungen aus dem Trinkwassernetz, aus den Deionatbehältern mit Feuerlöschpumpen und die Einspeisung von Elbewasser mittels mobiler Pumpen vorgeschlagen. Die Wirksamkeit und Durchführbarkeit dieser Maßnahmen werden durch die Untersuchung der GRS bestätigt.

Bewertung

- Die RSK hat sich davon überzeugt, daß in allen untersuchten Fällen Einrichtungen vorhanden sind bzw. Maßnahmen getroffen werden, die eine Freilegung des Reaktorkerns bzw. einen unzulässigen Druckaufbau im Sicherheitsbehälter verhindern können.

Sie geht davon aus, daß die Notfallmaßnahmen und Kriterien für ihren Einsatz im Notfallhandbuch dargestellt werden und dazu notwendige planerische Vorbereitungen getroffen werden.

- Die RSK hat sich weiterhin davon überzeugt, daß bei den postulierten Ereignisabläufen erheblich größere Zeiten zur Wiederverfügbarmachung der ausgefallenen Systeme oder für die Durchführung der o. g. im Notfallhandbuch zu beschreibenden Maßnahmen zur Verfügung stehen, als in der Studie des TÜV Norddeutschland ausgewiesen wurden:
 - Im Fall des Ausfalls der Eigenbedarfsversorgung und aller Notstromdiesel (Station blackout) stehen mindestens 5 h zur Verfügung, um ausgefallene Systeme wieder verfügbar zu machen oder zusätzliche Maßnahmen zu ergreifen. Bis zu diesem Zeitpunkt ist der Reaktorkern ausreichend gekühlt. Eine Auswertung der Zuverlässigkeit der Netzversorgung, die vor der RSK vorgenommen wurde, hat ergeben, daß nach einem großflächigen Ausfall der Netzversorgung innerhalb von ca. 2 Stunden die Versorgung der Kernkraftwerke aus dem Netz wiederhergestellt werden kann. Damit ist auch langfristig eine ausreichende Kühlung des Reaktorkerns gewährleistet.
 - Im Fall des „Ausfalls der Hauptwärmesenke mit Ausfall der Nachwärmeabfuhr aus der Kondensationskammer“ stehen noch mindestens 27 h zur Verfügung. In dieser Zeit können Maßnahmen zur Entlastung des Sicherheitsbehälters ergriffen oder ausgefallene Systeme wieder verfügbar gemacht werden.
 - Im Fall des „Kühlmittelverlustes innerhalb des Sicherheitsbehälters mit zusätzlichem Ausfall der Sumpfrückförderung“ stehen für Maßnahmen oder die Wiederverfügbarmachung der ausgefallenen Systeme mehrere Tage zu Verfügung.

Die Untersuchungen haben erhebliche, bisher nicht ausgewiesene Sicherheitsreserven der Anlage aufgezeigt. Die zusätzlichen Systemverbesserungen und anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen gewährleisten selbst bei den postulierten Störfällen mit weitgehenden Ausfällen wesentlicher Sicherheitseinrichtungen eine auch langfristig ausreichende Kühlung des Reaktorkerns und die Integrität des Sicherheitsbehälters.

4.6.32 B I 9 Anlageninterner Notfallschutz

9.1 Bedeutung des anlageninternen Notfallschutzes und Einordnung in das Auslegungskonzept von Kernkraftwerken

Zur Vorsorge gegen Schäden werden Kernkraftwerke auch gegen zu unterstellende Störfälle ausgelegt (Auslegungsstörfälle). Die Auslegungsstörfälle werden so definiert, daß sie jeweils für eine Gruppe ähnlich verlaufender Ereignisse repräsentativ sind, d. h. daß sie die für diese Ereignisgruppen repräsentativen Belastungen für die Anlagenplanung vorgeben (Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des §28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung; Dezember 1983). Zur Beherrschung der Auslegungsstörfälle werden zuverlässige, redundante und weitgehend diversitäre Sicherheitssysteme installiert, die auch beim Ausfall der externen Energieversorgung ihre Aufgaben erfüllen. Die Wirksamkeit und die Zuverlässigkeit dieser Systeme wird im Genehmigungsverfahren im Detail nachgewiesen. Ingenieurmäßig sinnvolles Vorgehen ist es, erkannte Verbesserungsmöglichkeiten immer durch eine Stärkung der Präventivmaßnahmen auszunutzen. So war die Fortentwicklung der Sicherheitstechnik in den letzten Jahren stets ausgerichtet auf die Stärkung der Präventivmaßnahmen. Durch dieses Prinzip der Auslegung ist auch ausreichend Vorsorge gegen Kernschmelzunfälle getroffen. Das Konzept der Störfallbeherrschung hat sich bewährt. Es ist ausgewogen und bedarf aus Sicht der RSK keiner Erweiterungen oder Änderungen.

Unabhängig davon wurden bzw. werden im Rahmen von Sicherheitsstudien, Reaktorsicherheitsforschung und Risikostudien die Folgen hypothetischer Systemausfälle und Ausfallkombinationen untersucht, die bei der Anlagenauslegung nicht explizit berücksichtigt worden sind (auslegungsüberschreitende Ereignisse).

Auf den Ergebnissen dieser Untersuchungen bauen Analysen zum flexiblen Einsatz vorhandener Systeme und Zusatzmaßnahmen im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes auf. Ansatzpunkt für die Analysen zu solchen Maßnahmen ist das vorhandene Sicherheitspotential von Kernkraftwerken, das sich aus der Auslegung der Anlage für einen sicheren Betrieb und gegen postulierte Störfälle ergibt. Wegen deterministischer Postulate in den Analysen, die die Auslegungsgrundlage darstellen, wie z.B. dem Einzelfehlerkonzept oder dem Postulat der Unwirksamkeit von Betriebssystemen bei der Störfallbeherrschung und zusätzlich pessimistischer Analysenrandbedingungen, weisen die vorhandenen Systeme bei realistischer Betrachtungsweise erheblich höhere Wirksamkeiten auf, als in den Analysen ermittelt. Daraus ergibt sich, daß vorhandene Systeme einschließlich der Betriebssysteme auch zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Ereignisse eingesetzt werden können.

Die Empfehlung anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen bedeutet nicht, daß die in den Anlagen realisierte Sicherheitstechnik unzureichend ist. Solche Maßnahmen erhöhen vielmehr zusätzlich die Flexibilität der Anlage bei der Beherrschung von Ereignissen weit über das zu betrachtende Spektrum der Auslegungshilfe hinaus (Grenzbetrachtungen). Sie sind daher auf der 4. Ebene des tiefgestaffelten Sicherheitskonzeptes (Sicherheitsebene) anzuordnen.

Anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen ermöglichen mit hoher Zuverlässigkeit, entsprechend ihren Schutzzielen, auch bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen die frühzeitige Kontrolle des Anlagenzustandes und das Zurückhalten von Brennstoff und Spaltprodukten im Reaktordruckbehälter und Primärkreis. Selbst wenn dies nicht gelänge, ist durch das breite Spektrum der Notfallschutzmaßnahmen dafür Sorge getragen, daß die Spaltproduktfreisetzung entscheidend begrenzt und eine langfristige Kontamination verhindert wird.

Die Implementierung zusätzlicher Maßnahmen für den anlageninternen Notfallschutz ist nach Auffassung der RSK keine Voraussetzung für den gefahrlosen Betrieb der Anlage. Bei diesen Maßnahmen handelt es sich nicht um einen Bestandteil des Konzepts zur Störfallbeherrschung, sondern um anlageninterne Maßnahmen im Sinne einer Ergänzung der Notfallschutzplanung.

9.2 Planung von Maßnahmen im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes

Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes müssen insbesondere auf ihre Wirksamkeit, Durchführbarkeit und Verträglichkeit mit dem Sicherheitskonzept analysiert werden. Anhand der Analysen sind die für solche Maßnahmen notwendigen Entscheidungsstrukturen und Organisationsstrukturen festzulegen. Für die einzelnen Maßnahmen sind Durchführungsanweisungen zu erstellen, die in einer Unterlage separat vom Betriebshandbuch, im Notfallhandbuch, niedergelegt werden. Die RSK wird sich mit diesen Fragen weiter befassen.

Bei der Sicherheitsüberprüfung hat sie über das Konzept der Notfallhandbücher beraten, nach dem zur Zeit in den einzelnen Anlagen solche Anweisungen in Arbeit sind. In einigen Anlagen sind die Arbeiten bereits sehr weit fortgeschritten. Die Personalschulung wird auch auf auslegungsüberschreitende Ereignisse ausgedehnt, wobei anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen gemäß dem Notfallhandbuch einbezogen werden. Auch die Beratungen über das Konzept des Notfallhandbuches werden fortgesetzt.

9.3 Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes

9.3.1 Voraussetzungen für die Durchführung

Die RSK hat sich im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung zunächst mit der Schaffung von Voraussetzungen zur Durchführung anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen befaßt. Im wesentlichen handelt es sich hierbei um die Festlegung, daß wegen der umfangreichen Überwachungs- und Eingriffsmöglichkeiten die Warte die zentrale Stelle in der Anlage sein soll, an der anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen geplant, eingeleitet, durchgeführt und überwacht werden sollen. Die Bedeutung der Notwarte bzw. Notsteuerstelle bleibt davon unberührt.

Weiterhin müssen die Voraussetzungen zur notwendigen Energieversorgung gegeben sein. Die RSK hat aufgrund von Erfahrungen über die Zuverlässigkeit der Energieversorgung unter Ausnutzung der vielfältigen Möglichkeiten des Netzverbundes festgelegt, daß als Planungsgrundlagen für anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen von der Wiederverfügbarkeit einer externen Stromversorgung 2 Stunden nach deren Ausfall ausgegangen werden kann (vgl. Abschnitt 5). Dabei geht die RSK davon aus, daß dem Personal in den Netzschananlagen für die Durchschaltung von Leitungen zur vorrangigen Versorgung der Kernkraftwerke geeignete Anweisungen vorliegen. Die RSK empfiehlt, daß der Netz-Betreiber die Zweckmäßigkeit der Anweisungen und der geplanten Schaltanlagen eigenverantwortlich überprüft.

Bei einem Totalausfall der Eigenbedarfsanlage, bzw. bei einem Ausfall des Haupt- und Reservenetzes im Nahbereich des Kernkraftwerkes, sollen die für die Sicherheit der Anlagen im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes erforderlichen Verbraucher über eine im Nahbereich des Kernkraftwerkes erdverlegtes Kabel gespeist werden können. Der Kabelanschluß muß von den Haupt- und Reservenetzen räumlich so getrennt sein, daß ein gleichzeitiger Ausfall praktisch ausgeschlossen ist. Die Betreiber werden gebeten, für ihre jeweilige Anlage ein anlagenspezifisches Konzept vorzulegen.

Darüber hinaus muß nach einer Trennung des Kraftwerksblockes vom Netz eine schnelle Rückschaltung auf das wiederverfügbare Netz möglich sein. Für jedes Kernkraftwerk ist zu untersuchen und festzulegen, welche Maßnahmen nach einer Unterbrechung der Versorgung aus der Eigenbedarfsanlage (Netz und Generator) durchzuführen sind, um auch bei nicht verfügbaren Diesel-Notstromerzeugungsanlagen eine Verbindung zum wiederverfügbaren Netz durchschalten zu können. Dabei sind die beiden Fälle zu unterscheiden, daß die Diesel-Notstromerzeugungsanlagen nicht gestartet bzw. nach dem Start ausgefallen sind. Die RSK empfiehlt, diese Maßnahmen zu planen und so zu gestalten, daß die Verbindung zum wiederverfügbaren Netz entsprechend den vorgestellten Maßnahmen kurzfristig durchgeschaltet werden kann.

Zur Sicherung der Gleichspannungsversorgung für anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen hat die RSK empfohlen, die Entladezeit der Batterien im Notstromsystem so zu bemessen, daß die Verbraucher mindestens 2 bis 3 Stunden nur aus den Batterien versorgt werden können. Entsprechende Maßnahmen sind durchgeführt oder eingeleitet.

Die Untersuchung der Durchführbarkeit der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes umfaßt für jede Maßnahme auch die Prüfung einer ausreichenden Instrumentierung und Informationsbereitstellung und eine eindeutige Festlegung der daraus abzuleitenden Einsatzkriterien für anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen.

9.3.2 Geplante bzw. bereits realisierte Maßnahmen

Aufgrund der Beratungen in der RSK sind von den Betreibern deutscher Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktoren bisher folgende Notfallmaßnahmen geplant bzw. bereits realisiert worden, zu denen die RSK im einzelnen ausführliche Empfehlungen oder Stellungnahmen abgegeben hat (vgl. Auflistung im Anhang 1). Aspekte, die sich im Verlauf der Verwirklichung der einzelnen Maßnahmen ergeben haben, werden im folgenden jeweils angesprochen.

9.3.2.1 Konzept zur sekundärseitigen und primärseitigen Druckentlastung und Bespeisung bei DWR

Vorrangiges Ziel bei der Durchführung von Maßnahmen zur flexiblen Nutzung vorhandener Systeme ist die Verhinderung eines Kernschmelzens, mindestens aber die Rückhaltung eines beschädigten Reaktorkerns im Reaktorbehälter, um ein weiteres Fortschreiten des Unfallgeschehens zu verhindern. Außerdem sollen bei derartigen Ereignissen Drücke im Primärsystem im Bereich des Ansprechdrucks der Druckhalterventile verhindert werden. Durch eine rechtzeitige Druckentlastung werden die Möglichkeiten für flexible Maßnahmen zur Bespeisung des Primärsystems erhöht.

Die Betreiber der KWU-Druckwasserreaktoren in der Bundesrepublik Deutschland haben ein Konzept entwickelt, dem der vollständige Ausfall der sekundärseitigen Wärmesenke durch Versagen aller betrieblichen und sicherheitstechnischen Bespeisungssysteme der Dampferzeuger zugrundeliegt. Vorrangig werden Maßnahmen zur Druckentlastung der Dampferzeuger und Einspeisung in die druckentlasteten Dampferzeuger z. B. mit dem Speisewasserbehälter als Druckspeicher oder mit mobilen Systemen vorgesehen. Als back-up-Maßnahme ist an das Öffnen der primärseitigen Druckhalterventile zur Druckabsenkung gedacht. Hierzu sind Änderungen in der Ansteuerung und bei älteren Anlagen Änderungen an den Ventilen und Rohrleitungen zur Beherrschung von Wasserlasten erforderlich.

Die RSK stimmt dem Konzept zu. Sie bittet, über die weiteren Entwicklungsschritte informiert zu werden.

Für die Anlage KMK hat der Betreiber aufgrund des von KWU-Druckwasserreaktoranlagen abweichenden Zeitverhaltens der Anlage KMK eine primärseitige Druckentlastung nicht abschließend untersucht. Die RSK hat den Betreiber veranlaßt, Untersuchungen zur Angemessenheit und ggf. zu Möglichkeiten der primärseitigen Druckentlastung vorzulegen.

9.3.2.2 Wasserstoffverteilung und Wasserstoffverbrennung im Sicherheitsbehälter

- SWR

Mit einer gezielten Verringerung des Sauerstoffgehalts in der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters können unzulässige Belastungen des Sicherheitsbehälters durch die Wasserstoff-Sauerstoff-Rekombination bei hypothetischen Ereignissen mit starker Wasserstoffproduktion ausgeschlossen werden. Dies ist insbesondere bei Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 wegen des vergleichsweise geringen Sicherheitsbehältervolumens von Bedeutung. Es wurde ein Inertisierungskonzept entwickelt und bei einigen Anlagen bereits realisiert, das während des Betriebs eine ständige Inertisierung vorsieht und den notwendigen Begehrbarkeitserfordernissen des Sicherheitsbehälters im Normalbetrieb Rechnung trägt.

Die Sicherheitsbehälter von SWR der Baulinie 72 (KRB B/C) unterscheiden sich wesentlich von denen der SWR der Baulinie 69. Der Betreiber des KRB entwickelt derzeit ein Inertisierungskonzept und ein Druckentlastungskonzept, das den unterschiedlichen Gegebenheiten Rechnung trägt.

Die RSK-Beratungen werden nach Vorliegen entsprechender Unterlagen erfolgen.

- DWR

Mit der Einbindung anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen ist auch eine weitgehende Vorsorge zur Verhinderung von Kernschmelzunfällen und der damit verbundenen Wasserstoffbildung getroffen.

Unterstellt man als Hypothese, daß trotz der vorhandenen redundanten und diversitären Sicherheitseinrichtungen und möglicher Notfallmaßnahmen der Reaktorkern längerfristig unzureichend gekühlt bleibt und im weiteren Unfallverlauf nicht im Reaktordruckbehälter gehalten werden kann, so ist innerhalb der ersten Stunden durch Wasserdampf/Metall-Reaktionen und längerfristig durch die Schmelze/Beton-Wechselwirkung mit der Entstehung großer Mengen Wasserstoff zu rechnen. Je früher die Zündung und Verbrennung des Wasserstoffs erfolgt, um so geringer wird die Belastung des Sicherheitsbehälters und seiner Einbauten.

Berücksichtigt man die Entstehungszeiten des Wasserstoffs und den Umstand, daß bei einem solchen Unfallszenario Zündquellen für Wasserstoff-Luft-Dampfgemische verschiedener Art vorliegen (z. B. heiße Flächen, elektrostatische Aufladung durch Gas/Partikelströmungen), kann von einer frühzeitigen, ungesteuerten Verbrennung des Wasserstoffs im Sicherheitsbehälter zu einem unkritischen Zeitpunkt ausgegangen werden, die gemeinsam mit der inertisierenden Wirkung des Wasserdampfs die Sicherheitsbehälterintegrität nicht gefährden würde.

Darüber hinaus wurden auf Anregung der RSK umfangreiche Untersuchungen und Entwicklungen zur frühzeitigen Beseitigung von Wasserstoff im Sicherheitsbehälter durch gesteuerte Zündung mit Hilfe autarker Zünder und katalytisch wirkender Folien durchgeführt. Die RSK bewertet die Ergebnisse der Entwicklungsarbeiten zur Zeit und wird in einigen Monaten eine Empfehlung hierzu aussprechen.

9.3.2.3 F&E-Programm zur hypothetischen Schmelze-Beton-Wechselwirkung

Unterstellt man als Hypothese (vgl. Abschnitt 9.3.2.2), daß trotz der vorhandenen redundanten und diversitären Sicherheitseinrichtungen und möglicher Notfallmaßnahmen der Reaktorkern längerfristig unzureichend gekühlt bleibt, im weiteren Unfallverlauf nicht im Reaktordruckbehälter gehalten werden kann und die Kernschmelze durch thermische und chemische Wechselwirkungen mit Beton in das Fundament eindringt, so wird sie sich sowohl axial nach unten als auch radial im Beton ausbreiten.

Die RSK wird die Ergebnisse derzeit hierzu laufender Forschungs- und Entwicklungsprogramme zum besseren Verständnis der Phänomene zu einem späteren Zeitpunkt bewerten.

9.3.2.4 Probenahmesysteme für Unfallsituationen

Die RSK hält es für notwendig, daß alle Kernkraftwerke ein entsprechendes System zur Probenahme aus der Sicherheitsbehälteratmosphäre und zur Kühlmittelprobenahme nach Auslegungstörfällen besitzen.

Die RSK ist der Ansicht, daß auch die Bestimmung von Radionuklidkonzentrationen in der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre und im Sumpf Rückschlüsse auf den Zustand des Reaktorkerns nach einem auslegungsüberschreitenden Ereignis zuläßt. Daher sollte geprüft werden, wie ein entsprechendes Meßsystem realisiert werden kann.

Bei der Konzipierung eines Probenahmesystems für auslegungsüberschreitende Ereignisse muß nach Meinung der RSK darauf geachtet werden, aus welchen Raumbereichen bzw. Sümpfen die Proben gezogen werden, um zu aussagefähigen Meßergebnissen zu gelangen. Die Betreiber erarbeiten zur Zeit ein Konzept, über das die RSK im einzelnen beraten wird.

9.3.2.5 Druckentlastung der Sicherheitsbehälter von Druck- und Siedewasserreaktoren nach auslegungsüberschreitenden Ereignissen

Die RSK hat im Dezember 1986 die aus ihrer Sicht zu stellenden Anforderungen an ein Druckentlastungssystem für den Sicherheitsbehälter von DWR und im Juni 1987 für diejenigen von SWR bezüglich Auslegung und Einsatzweisen, zu berücksichtigenden Belastungen und Aufbau spezifiziert.

Die Betreiber der Kernkraftwerke haben die Anregungen der RSK aufgegriffen und größtenteils bereits Vorschläge für die Realisierung eines Druckentlastungssystems mit Filter vorgelegt. Die RSK hat auch über verschiedene Filtersysteme beraten, die eine wirksame Rückhaltung von Aerosolen und Jod ermöglichen (vgl. Anhang 1).

Die RSK stellt hinsichtlich der sicherheitstechnischen Bedeutung eines Meßsystems zur Überwachung der Emission radioaktiver Stoffe während einem auslegungsüberschreitenden Ereignis fest, daß entsprechende Meßwerte nicht zur Entscheidung über die Druckentlastung herangezogen werden sollen, da uneingeschränkte Priorität der Sicherstellung der Integrität des Sicherheitsbehälters eingeräumt wird und somit der Zeitpunkt für das Öffnen der entsprechenden Entlastungsventile durch den Druckaufbau innerhalb des Sicherheitsbehälters bestimmt wird. Die ermittelten Emissionswerte sollen im wesentlichen zur Durchführung von Notfallschutzmaßnahmen und zur nachträglichen Beweissicherung benutzt werden. Über Einzelheiten der meßtechnischen Einrichtungen wird noch beraten und separat Stellung genommen.

9.3.2.6 Verfolgung von Arbeiten zum anlageninternen Notfallschutz

Die RSK verfolgt die Ergebnisse der im Auftrag des BMU durchgeführten Untersuchungen zu anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen, die Ergebnisse von Arbeiten zu Risikostudien zu DWR und SWR sowie weitere für den Bereich des anlageninternen Notfallschutzes relevanten Forschungsergebnisse und wird zu gegebener Zeit über Schlußfolgerungen hieraus beraten.

4.6.39 Behandlung Auslegungsüberschreitender Ereignisabläufe für die in der Bundesrepublik Deutschland betriebenen Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren

Positionspapier der RSK zum anlageninternen Notfallschutz im Verhältnis zum anlagenexternen Katastrophenschutz

Inhalt

- 1 Einführung
- 2 Anlageninterner Notfallschutz
 - 2.1 Ziele und Charakteristiken der Maßnahmen
 - 2.2 Notfallmaßnahmen zur Verhinderung schwerer Kernschäden
 - 2.3 Notfallmaßnahmen zur Eindämmung radiologischer Folgen
 - 2.4 Auswahl der Ereignisse für Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes
- 3 Bewertung ausgewählter Ereignisse für Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes im Verhältnis zum anlagenexternen Katastrophenschutz

1 Einführung

Kernkraftwerke sind mit umfangreichen Sicherheitseinrichtungen ausgerüstet, die bereits auf der Ebene der Störfallbeherrschung einen zuverlässigen Schutz gegen Kernschmelzen gewährleisten.

Der Einfluß von Sicherheitsreserven, die darüber hinaus durch konservative Annahmen bei der Auslegung von Kernreaktoren gegenüber Kernschmelzen vorhanden sind, wurde in Forschungsarbeiten zu postulierten, hypothetischen Unfallszenarien und in Risikostudien eingehend untersucht. In Risikostudien wird allgemein postuliert, daß die Betriebsmannschaft in den sich entwickelnden Störfall- und Unfallablauf nicht eingreift und der Reaktor sich selbst überlassen bleibt. In den Störfallanalysen und Untersuchungen zur „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke - Phase B“ ist in diesem Zusammenhang zweierlei deutlich geworden:

- Betriebssysteme und Sicherheitseinrichtungen zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen können aufgrund von Sicherheitsreserven, mit denen sie ausgelegt sind, in vielen Fällen einen zusätzlichen und zuverlässigen Schutz vor Kernschmelzen bieten, wenn sie entsprechend eingesetzt werden.
- Die Betriebsmannschaft kann wesentlich dazu beitragen, daß auch auslegungsüberschreitende Störfallabläufe beendet werden, bevor sie in Kernschmelzen hineinlaufen. Störfallanalysen und Risikostudien haben gezeigt, daß der Betriebsmannschaft dazu genügend Zeit verbleibt.

Es war daher richtig, bei postulierten auslegungsüberschreitenden Ereignissen das Potential der von der Systemtechnik und ihrer Sicherheitsreserven in Kernkraftwerken zusätzlich gegebenen Möglichkeiten zur flexiblen Nutzung durch das Betriebspersonal im Sinne einer weiteren Erhöhung der Reaktorsicherheit auszuloten und diese Erkenntnisse systematisch in Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes umzusetzen. Dies führte zur Entwicklung des anlageninternen Notfallschutzes.

2 Anlageninterner Notfallschutz

2.1 Ziele und Charakteristiken der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes

Ziel der Maßnahmen zum anlageninternen Notfallschutz ist die Verhinderung schwerer Kernschäden sowie die Reduktion der Auswirkungen auch extrem unwahrscheinlicher auslegungsüberschreitender Ereignisse auf die Umgebung von Kernkraftwerken in einem Maße, daß schwerwiegende Auswirkungen auf die Anlage beschränkt bleiben.

Mit der Einführung des anlageninternen Notfallschutzes wird das in hohem Maße bewährte, in die Tiefe gestaffelte Konzept der Reaktorsicherheit um eine weitere Stufe ausgebaut.

Jenseits der drei klassischen Sicherheitsebenen der Reaktorsicherheit wurden im postulierten auslegungsüberschreitenden Bereich unter Ausnutzung der Auslegungsreserven und Einsatz der systemtechnischen Möglichkeiten durch das Betriebspersonal zusätzliche Maßnahmen einer neuen Qualität getroffen. Das Konzept zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen bleibt dabei voll erhalten. Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes dienen nicht zum Ersatz für Maßnahmen im Rahmen der Auslegung von Kernkraftwerken. Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes sind aufgrund der zugrunde liegenden hypothetischen Unfallpostulate „Ultima-ratio“-Maßnahmen. Ihr prioritäres Ziel ist der Schutz der Umgebung eines Kernkraftwerkes auch bei postulierten extremen Umständen.

Diesem Ziel müssen sich in solchen Situationen andere Ziele, z.B. der Schutz von Komponenten, unterordnen. Dies kann auch zu einer Änderung der im Schutzkonzept festgelegten Prioritäten führen. Auch die Frage, welche Handlungsweisen des Betriebspersonals zulässig sind und vorrangig durchgeführt werden sollen, ist im Bereich der anlageninternen Notfallmaßnahmen im allgemeinen anders zu beantworten als im Bereich der Beherrschung von Auslegungsstörfällen.

Sicherheitseinrichtungen, betriebliche und externe Systeme müssen unter Umständen auch außerhalb ihres normalen Einsatzbereiches eingesetzt werden. Eine Beeinträchtigung ihrer normalen Funktion oder eine Beschädigung wird dabei in Kauf genommen, um die oben angesprochenen übergeordneten Schutzziele auch in extremen Situationen zu erfüllen. Ferner haben Notfallmaßnahmen Vorrang vor konkurrierenden Aktionen des Reaktorschutzes und vor Verriegelungen. Eingriffe in den Reaktorschutz sind daher erlaubt, wenn Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes dieses erfordern.

Mit zunehmender Entfernung vom Auslegungsbereich müssen Schutzmaßnahmen im Interesse ihrer Einfachheit und Wirksamkeit in der Regel grobrastiger werden. Dazu sind sie so zu gestalten, daß sie jeweils ein weites Spektrum von Ereignisabläufen abdecken. Dem wird dadurch Rechnung getragen, daß sich die Notfallmaßnahmen nur noch auf die Einhaltung der übergeordneten Schutzziele (Unterkritikalität, Kernkühlung, Begrenzung der Aktivitätsabgabe) konzentrieren. Dabei erhalten flexibles Handeln, Kenntnis der einsetzbaren Mittel und physikalisch fundiertes Verständnis übergeordneter Zusammenhänge eine größere Bedeutung. Bei der Auslegung von Komponenten und Systemen, die zum anlageninternen Notfallschutz herangezogen werden, sind allgemein gültige ingenieurwissenschaftliche Prinzipien zugrunde zu legen. Einen Rückgriff auf die bei der Auslegung von Sicherheitssystemen angewendeten Regeln (z. B. KTA-Regeln) hält die RSK nicht für zweckmäßig. Mögliche Notfallmaßnahmen sind sorgfältig vorzuplanen, in einem Notfallhandbuch festzulegen und - soweit möglich - zu üben.

Beim anlageninternen Notfallschutz wird zwischen Maßnahmen zur Verhinderung schwerer Kernschäden und Maßnahmen zur Eindämmung radiologischer Folgen aufgrund von schweren Kernschäden unterschieden.

2.2 Notfallmaßnahmen zur Verhinderung schwerer Kernschäden

Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zur Verhinderung schwerer Kernschäden werden eingesetzt, wenn beim unterstellten Ausfall von Sicherheitssystemen auslegungsüberschreitende Zustände eintreten, die Kühlfähigkeit des Reaktorkerns jedoch nicht wesentlich eingeschränkt ist.

Ziel anlageninterner Notfallmaßnahmen zur Verhinderung schwerer Kernschäden ist daher die Erhaltung oder Wiederherstellung der Kühlung des Reaktorkerns selbst dann, wenn erste Kernschäden bereits eingetreten sind. Derartige auslegungsüberschreitende Ereignisse können im Detail sehr unterschiedlich sein. Notfallmaßnahmen müssen daher schutzzielorientiert ein möglichst breites Spektrum von Unfallszenarien abdecken. Zur Vorbereitung von Notfallmaßnahmen zur Verhinderung schwerer Kernschäden ist es

erforderlich, das Verhalten der Anlage jenseits der Nennauslegung sowie die in der Anlage verfügbaren Reserven zu kennen.

Grundsätzlich sind bis zum Eintreten schwerer Kernschäden die auftretenden Phänomene im Reaktorkern und im Primärkreis nicht wesentlich anders als im Auslegungsbereich. Für die Planung von Notfallmaßnahmen zur Verhinderung schwerer Kernschäden stehen daher die für den Auslegungsbereich verwendeten Rechencodes und Analyseverfahren zur Verfügung. Anforderungen an Sicherheitsfunktionen, Systeme und Systemteile sind gut beschreibbar.

Im Unterschied zur Auslegung gegen Störfälle sind jedoch nicht konservative, sondern wirklichkeitsnahe Simulationen erforderlich. Bei Zuständen mit zunehmenden Kernschäden im Grenzbereich zu Maßnahmen mit dem Charakter der Eindämmung radiologischer Folgen wird die Aussagekraft der verfügbaren Analysehilfsmittel zur Simulation des Unfallablaufs eingeschränkt.

2.3 Notfallmaßnahmen zur Eindämmung radiologischer Folgen

Ein Anlagenzustand, in dem Notfallmaßnahmen zur Eindämmung radiologischer Folgen schwerer Kernschäden in Frage kommen, ist extrem unwahrscheinlich und würde nur erreicht, wenn zusätzlich zum Versagen der redundanten Sicherheitseinrichtungen auch noch das Mißlingen der Maßnahmen zur Verhinderung von Kernschäden unterstellt wird. In diesem Bereich wird postuliert, daß Kernschmelzen mit Schäden an Komponenten der druckführenden Umschließung bereits eingetreten ist. Notfallmaßnahmen zur Eindämmung radiologischer Folgen konzentrieren sich bei diesen hypothetischen Unfallpostulaten auf das Schutzziel der Erhaltung der noch vorhandenen aktivitätseinschließenden Barrieren und auf die Absicherung eines langfristig kontrollierten Zustandes zum Schutz der Umgebung. Beispiel hierfür sind Maßnahmen zur Vermeidung von Kernschmelzen unter hohem Druck, zum frühzeitigen Abbau von Wasserstoff im Sicherheitsbehälter sowie zur Verhinderung des Überdruckversagens des Sicherheitsbehälters durch gefilterte Druckentlastung.

Die für Ereignisabläufe in diesem Bereich relevanten Phänomene werden um so komplexer, je weiter sich ein Ereignisablauf vom Bereich der Auslegungsstörfälle und von dem Bereich, in dem Maßnahmen zur Verhinderung von Kernschäden möglich sind, entfernt. Maßnahmen zur Eindämmung radiologischer Folgen zielen auf einen Bereich, in dem die technisch-wissenschaftlichen Kenntnisse naturgemäß weniger durch Erfahrungen und Experimente abgesichert sind als bei Auslegungsstörfällen und im Bereich, in dem Maßnahmen zur Verhinderung schwerer Kernschäden möglich sind. Die Vorausberechnung der genauen Ereignisabläufe ist wesentlich erschwert. Aufgrund der extrem niedrigen Eintrittshäufigkeit solcher hypothetischer Unfallsituationen ist eine erheblich geringere Nachweistiefe für die Wirksamkeit vorhandener Systeme und Einrichtungen zur Schadenseindämmung erforderlich als bei Auslegungsstörfällen.

2.4 Auswahl der Ereignisse für Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes

Auslegungsüberschreitende Ereignisse, die repräsentativ sind für ein Spektrum von im Detail unterschiedlichen Ereignissen, können mit Hilfe probabilistischer Sicherheitsanalysen, Betriebserfahrungen, Ergebnissen der Reaktorsicherheitsforschung und postulierten Schäden in der Anlage identifiziert und beschrieben werden. Für solche abdeckenden Ereignisse sind Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes unter weitgehender Nutzung vorhandener Einrichtungen und Systeme vorzubereiten.

Die Vorkehrungen für den anlageninternen Notfallschutz dürfen weder den bestimmungsgemäßen Betrieb, noch den gestörten Betrieb, noch den auslegungsgemäßen Einsatz von Sicherheitssystemen zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen unzulässig beeinträchtigen.

Die ausgewählten Notfallmaßnahmen sind auf ihre Wirksamkeit, Durchführbarkeit und sicherheitstechnische Verträglichkeit zu untersuchen. Darüber hinausgehend wird jedoch eine probabilistische Beurteilung der Zuverlässigkeit von Notfallmaßnahmen von der RSK nicht als sinnvoll angesehen. Dies gilt insbesondere dann, wenn es sich um einfache Maßnahmen handelt, für deren Vorbereitung und Durchführung ausreichend Zeit besteht.

Die Geschlossenheit der Nachweise und die Nachweistiefe können sich an den Möglichkeiten der Analyse von Notfallmaßnahmen orientieren.

Es gibt jedoch auch Grenzen bei der Betrachtung und Berücksichtigung von Ereignisabläufen, die durch die praktische Vernunft gesetzt werden. Nach Ansicht der RSK sind diese Grenzen dort zu ziehen, wo über den plausiblen Nachweis der Wirksamkeit einer Maßnahme des anlageninternen Notfallschutzes hinaus wiederum

weitere Ausfälle in diesem System unterstellt werden. Derartige Ereignisabläufe können nach menschlichem Ermessen ausgeschlossen werden.¹

3 Bewertung ausgewählter Ereignisse für Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes im Verhältnis zum anlagenexternen Katastrophenschutz

In der Bundesrepublik Deutschland liegen „Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen“ vom 1. Januar 1989 (GMBL 1989 S. 71) vor. Danach werden zur Abgrenzung vorbereitender Maßnahmen 3 Zonen unterschieden:

- Zentralzone Z als geschlossenes Gebiet bis zu 2 km um die Anlage;
- Mittelzone M als Gebiet außerhalb von Z bis 10 km um die Anlage;

Für Zonen Z und M müssen Evakuierungspläne vorhanden sein. In der Zone A sollen Meß- und Probenahmeorte festgelegt und Alarmierungen vorbereitet werden.

Parameterstudien zur Quantifizierung des Zusammenhangs zwischen Quelltermen bei auslegungüberschreitenden Ereignissen in Druckwasserreaktoren und Evakuierungsmaßnahmen unter Berücksichtigung derzeit gültiger Eingreifwerte zeigen, daß bei bodennahen Freisetzungen mit Freisetzungsanteilen von mehr als 1% des Kerninventars die Evakuierungsflächen ungefähr proportional zur freigesetzten Menge sind. Bei kleineren Freisetzungen wird die Evakuierungsfläche hauptsächlich von der 100%igen Edelgasfreisetzung bestimmt.

Die Untersuchungen zeigen, daß bodennahe Freisetzungen mit 100% Edelgasen und bis zu etwa 1 % sonstiger Radionuklide - vor allem Jod, Cäsium und Tellur - durch die Katastrophenschutzpläne für die Evakuierung der Zonen Z und M abgedeckt werden.

Die Untersuchungen zeigen ferner, daß mit Hilfe der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes eine Evakuierung über die Mittelzone M hinaus mit an Sicherheit grenzender Wahrscheinlichkeit vermieden werden kann, wobei dann schwerwiegende Auswirkungen auslegungüberschreitender Ereignisse in Kernkraftwerken im wesentlichen auf die Anlage beschränkt bleiben. Dies gilt insbesondere für postulierte Kernschmelzszenarien im Niederdruckpfad, die gemäß „Deutsche Risikostudie - Phase B“ durch Freisetzungsanteile von bis zu 100% Edelgase und bis zu 1 % Aerosole charakterisiert sind.

Die RSK hat sich überzeugt, daß die Eintrittshäufigkeit von auslegungsüberschreitenden Ereignisabläufen mit Freisetzung von mehr als 1 % bei Jod, Cäsium und Tellur durch die Einführung der anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen so weit reduziert wurde, daß diese auslegungüberschreitenden Ereignisse nach menschlichem Ermessen ausgeschlossen werden können und deshalb keine erweiterten Planungen des Katastrophenschutzes in Betracht gezogen werden müssen. Somit können die durch die Rahmenempfehlungen vom 1. Januar 1989 vorgegebenen Anforderungen für den Katastrophenschutz bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen bis hin zum Kernschmelzen erfüllt werden.

¹ Beispiele dafür wären weitere Postulate zum Nichtwirksamwerden von Notfallschutzmaßnahmen:

- zur Druckentlastung des Primärkreises, um Hochdruckkernschmelzen zu vermeiden;
- zur Einspeisung von Wasser in den Reaktordruckbehälter, um sein Durchschmelzen zu verhindern;
- zur Verhinderung von Primärkühlmittelverlusten außerhalb des Sicherheitsbehälters (V-Sequenz);
- zum Abbau von Wasserstoff und zur gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters, um seine Integrität zu sichern.
- Außenzone A als Gebiet außerhalb von M bis 25 km um die Anlage

4.7.3 Maßnahmen zur Risikominderung bei Freisetzung von Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter nach auslegungsüberschreitenden Ereignissen

1. Einleitung

Unabhängig von allen im Rahmen des gestaffelten Sicherheitskonzepts getroffenen Schutzmaßnahmen zur Verhinderung schwerer Schäden am Reaktorkern befaßte sich die RSK seit ihrer 247. Sitzung am 18. Oktober 1989 mehrfach mit der Frage zusätzlicher Schutzmaßnahmen für den Sicherheitsbehälter von Kernkraftwerken bei extrem seltenen auslegungsüberschreitenden Ereignissen. Der RSK-Ausschuß LEICHTWASSERREAKTOREN setzte im Hinblick auf die Wasserstoff-Problematik die Ad-hoc Arbeitsgruppe WASSERSTOFF ein, die in der Zeit vom 29. Februar 1990 bis zum 15. Juni 1993 im Verlauf von neun Sitzungen die Grundlagen für diese RSK-Empfehlung erarbeitete. Mehrmals in dieser Zeit diskutierten die RSK und der Ausschuß LEICHTWASSERREAKTOREN - dieser zuletzt in seiner 120. Sitzung am 2. März 1994 - über von der Arbeitsgruppe vorgelegte Zwischenergebnisse. Abschließend führte die RSK zu diesem Thema gemeinsam mit Experten aus USA, Frankreich und Japan am 17. Januar 1994 eine Klausurtagung durch. Dabei standen Einzelheiten der in diesen Ländern verfolgten Notfallmaßnahmen zur weiteren Risikominderung bei Freisetzung von Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter im Verlauf auslegungsüberschreitender Ereignisse sowie Ziele und bisherige Ergebnisse der Sicherheitsforschung auf diesem Gebiet im Mittelpunkt.

2. Ausgangssituation und Problemstellung

Wird trotz aller vorgesehenen Sicherheitsmaßnahmen bei einem auslegungsüberschreitenden Ereignis der Reaktorkern unzureichend gekühlt, kommt es zu einer Schädigung des Reaktorkerns bei gleichzeitiger Bildung von Wasserstoff durch die Reaktion von Zirkonium mit Wasserdampf.

Bei diesen Betrachtungen wird von einem Ausfall sämtlicher redundant und diversitär vorhandener Betriebs- und Sicherheitskühlsysteme, einschließlich der Notkühlsysteme, ausgegangen und unterstellt, daß darüber hinaus auch die dann zusätzlich noch möglichen anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen zur Wiederherstellung der Kernkühlung nicht wirksam sind. Aufgrund der vorgesehenen gestaffelten Sicherheitsmaßnahmen und anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen zur Verhinderung gravierender Kernschäden sind solche Unfallszenarien extrem unwahrscheinlich. Zur Wasserstoffentstehung werden zwei Fälle unterschieden:

- a) Die Kernschädigung kann erst durch eine spät erfolgende Wiederherstellung der Kühlung gestoppt werden. Dabei würde es zu einer verstärkten Wasserstoffbildung durch den Kontakt von Wasser und Wasserdampf mit hochaufgeheizten Strukturen im Kernbereich kommen, wobei Wasserdampf und der entstehende Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter freigesetzt werden. Dann ist - im Sinne einer oberen Abschätzung - zu unterstellen, daß das gesamte Zirkonium-Inventar im Reaktorkern oxidiert und der gebildete Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter freigesetzt wird.

Für eine Anlage z.B. vom Typ Biblis B wären dies etwa 1350 kg Wasserstoff.

- b) Kann die Kühlung des beschädigten Kerns nicht wiederhergestellt werden, so würde der Reaktordruckbehälter durchschmelzen. Bei der anschließenden Schmelze-Beton-Wechselwirkung wird das in diesem Fall innerhalb des Reaktordruckbehälters noch nicht oxidierte Zirkonium außerhalb des Reaktordruckbehälters oxidiert. Zusätzlicher Wasserstoff entsteht durch die Wechselwirkung der Schmelze mit dem Beton.

Für eine Anlage des oben genannten Typs wären das weitere etwa 650 kg Wasserstoff.

Längerfristig entsteht kontinuierlich und geringfügig Wasserstoff aus der Radiolyse von Sumpfwasser.

Durch die Wasserstoffbildung können im Sicherheitsbehälter zündfähige Gemische entstehen. Ihre in Bezug auf die Freisetzung von Wasserstoff späte Zündung kann zu unkontrollierten, turbulenzbeschleunigten Verbrennungsvorgängen führen, die durch hohe Verbrennungsgeschwindigkeiten und entsprechende Drucklasten gekennzeichnet sind. Im Verlauf von sich selbst überlassenen beschleunigten Verbrennungsprozessen könnten, im wesentlichen abhängig vom thermodynamischen Zustand und von der Zusammensetzung des Frischgasgemisches und von der Struktur und der Geometrie des Reaktionsraumes, verschiedene Reaktionsmechanismen auftreten: Langsame und schnelle Deflagrationen, detonationsähnliche Vorgänge während des Übergangs von der Deflagration zur Detonation sowie Detonationen. Dadurch könnte die Integrität des Sicherheitsbehälters und damit die entscheidende Rückhaltebarriere gegen eine massive Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten in die Umgebung gefährdet werden. Maßnahmen zum Abbau von Wasserstoff im Sicherheitsbehälter kommt daher wesentliche Bedeutung zu.

Bei der Betrachtung der Möglichkeiten zum Abbau von Wasserstoff ist zu beachten, daß Wasserdampf inhibierend auf den Verbrennungsablauf in Wasserstoff-Luft-Gemischen und letztlich inertisierend wirkt. Aufgrund der inertisierenden Wirkung von Wasserdampf können in einzelnen Bereichen des Sicherheitsbehälters frühzeitige Verbrennungsvorgänge und der damit verbundene Abbau von Wasserstoff lokal erschwert bzw. verhindert werden. Dadurch besteht die Möglichkeit einer Aufkonzentration von Wasserstoff in einzelnen Bereichen des Sicherheitsbehälters und - nach erfolgter Dampfkondensation - einer späten Verbrennung bei hohen Wasserstoffkonzentrationen. Dies wäre mit höheren Verbrennungsgeschwindigkeiten und entsprechend höheren Drücken und Temperaturen verbunden.

Für die mit der Freisetzung von Wasserstoff verbundenen Unfallszenarien sind daher Gegenmaßnahmen vorzusehen, die sicherstellen, daß mit dem Abbau des freigesetzten Wasserstoffs frühzeitig begonnen wird, sobald räumlich und zeitlich ein Schwellenwert für die Wasserstoffkonzentration bzw. gemischbedingte Zündgrenzen im Sicherheitsbehälter erreicht werden. Grundsätzlich könnten auch durch eine nach Störfallbeginn erfolgende Nachinertisierung oder Nachverdünnung der Atomsphäre des Sicherheitsbehälters gefährlich schnelle Wasserstoff-Verbrennungsvorgänge unterbunden werden.

3. Mögliche Notfallmaßnahmen

Zur Verhinderung von Wasserstoff-Luft-Wasserdampf-Gemischen, deren Verbrennung zu einer Gefährdung der Integrität des Sicherheitsbehälters führen kann, gibt es folgende Möglichkeiten:

- Katalytische Rekombinatoren
- Gezielte frühzeitige Verbrennung mit kurzen Flammenweglängen
- Permanente Inertisierung
- Nachinertisierung
- Nachverdünnung
- Kombination der katalytischen Rekombination und der gezielten frühzeitigen Verbrennung („Dual-Konzept“)
- Kombination der Nachverdünnung und der katalytischen Rekombination
- Kombination der Nachinertisierung mit der Entlüftung des Sicherheitsbehälters.

Wegen betrieblicher Nachteile wird die permanente Inertisierung in deutschen Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor nicht weiter betrachtet.

Ebenfalls ausgeschlossen wird die Entlüftung des Sicherheitsbehälters in Kombination mit einer Inertgaseinspeisung während des Ablaufs auslegungsüberschreitender Ereignisse, weil für die Vorbereitung, Einleitung und Durchführung einer solchen Maßnahme eindeutige Entscheidungskriterien und Handlungsanweisungen nicht festgelegt werden können. Durch eine Verdünnung oder eine vollständige Nachinertisierung der Atomsphäre des Sicherheitsbehälters mit nicht kondensierbaren Gasen können grundsätzlich während und nach einem auslegungsüberschreitenden Ereignis, das zu einer teilweisen Kernzerstörung bis hin zum Kernschmelzen führt, die Folgen einer unkontrollierten Wasserstoffverbrennung gemildert oder ausgeschlossen werden. Auch dadurch könnte eine Gefährdung der Integrität des Sicherheitsbehälters vermieden werden.

Auf der Grundlage von Untersuchungen der GRS sowie unter Berücksichtigung der Beratungsergebnisse stellt die RSK fest, daß die Nachinertisierung bzw. Nachverdünnung der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters zwar technisch durchführbar ist, jedoch gegenüber anderen Maßnahmen eine Reihe sicherheitstechnischer Nachteile hat:

- Vorbereitung, Einleitung und rechtzeitige Durchführung einer Nachinertisierung sind vom spezifischen Störfall- und Unfallablauf abhängig. Eindeutige Kriterien und Handlungsanweisungen für die Betriebsmannschaft sind für solche Maßnahmen schwierig festzulegen. Hierbei käme der Bewertung der Situation durch den Krisenstab eine besondere Bedeutung zu.
- Der Druckentlastungsgrenzwert des Sicherheitsbehälters wird durch Nachinertisierung frühzeitiger erreicht.
- Eine Nachinertisierung kann Wasserstoffverbrennungen nur bei entsprechender Verteilung des inertisierenden Gases im Sicherheitsbehälter erfolgreich verhindern. Dies ist z. Z. noch nicht nachgewiesen.
- Radiolyse im Sumpfwasser würde langfristig bei solchen Unfallszenarien weitere Maßnahmen erfordern.

Katalytische Rekombinatoren ermöglichen den Abbau von in den Sicherheitsbehälter freigesetztem Wasserstoff bereits vor dem Erreichen von Gemisch-Zündgrenzen. Derartige katalytische Rekombinatoren können auch unter dampfinitierten Zuständen arbeiten und Wasserstoff abbauen, sofern Sauerstoff verfügbar ist.

Die von Siemens, NIS, Battelle und der KFA durchgeführten Versuche zur Wirksamkeit von katalytischen Rekombinatoren ergaben im wesentlichen folgende Ergebnisse:

- Katalytische Rekombinatoren zeigen ein ausgezeichnetes Wasserstoff-Abbauverhalten. Der Schwellenwert für den Beginn der Rekombination hängt von der konstruktiven Gestaltung des Rekombinators ab und liegt im Bereich von 1 bis 2 Vol.-% Wasserstoff. Nach dem Anlaufen der Reaktion wird der Rekombinator erst bei einer Wasserstoffrestkonzentration von $\leq 0,5$ Vol.-% unwirksam.
- Die Wasserstoff-Abbaurate in katalytischen Rekombinatoren ist konzentrations- und temperaturabhängig.
- Der Wirkungsgrad der verwendeten katalytischen Rekombinatoren ist so hoch, daß der in den Rekombinator eintretende Wasserstoff nahezu vollständig rekombiniert wird.
- Die Rekombinationsrate katalytischer Rekombinatoren ist zwar begrenzt und kann bei kurzzeitig auftretenden hohen Freisetzungsraten den Wasserstoff nicht so rasch abbauen, daß lokal brennbare Gasgemische verhindert werden, jedoch wirkt die katalytische Rekombination kontinuierlich und langfristig in Abhängigkeit von der lokalen Verfügbarkeit von Wasserstoff und Sauerstoff.
- Die Katalysatoren unterstützen bei geeigneter Positionierung die Durchmischung der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters.
- Rekombinatoren sind auch beim langfristigen Abbau von Wasserstoff aus der Radiolyse des Sumpfwassers effizient.

Zur Wirkung von Katalysatorgiften und Aerosolablagerungen auf Katalysatoroberflächen sowie zu Selbstreinigungseffekten wurden Versuche und Untersuchungen (KFA, GRS, Siemens, NIS) durchgeführt, die eine Eignung katalytischer Rekombinatoren zur weiteren Risikominderung gezeigt haben.

Nach dem Stand der Technik (Spezifikationen der Hersteller Siemens und NIS) sind in einem Rekombinator, abhängig von der Wasserstoffkonzentration und von der technischen Ausführung, Reaktionsraten von 5 bis 15 kg Wasserstoff pro Stunde möglich. Das bedeutet, daß 40 Rekombinatoren 200 bis 600 kg Wasserstoff pro Stunde abbauen können.

Obwohl gemäß diesen Spezifikationen katalytische Rekombinatoren sowohl sehr frühzeitig vor Erreichen der Zündgrenzen als auch in dampfinitierter Atmosphäre arbeiten und die maximal mögliche Wasserstoffmenge in wenigen Stunden abbauen können, ist nach dem heutigen Stand der Technik nicht davon auszugehen, daß katalytische Rekombinatoren in realistischer Anzahl allein in der Lage sind, bei kurzzeitig massiver Wasserstoff-Freisetzung die Bildung zündfähiger Gemische zu verhindern.

Eine weitere Möglichkeit, bei hoher Wasserstoff-Freisetzungsrates die Bildung gefährlicher Gasgemische zu verhindern, besteht in der gezielten frühzeitigen Verbrennung des Wasserstoffs mit kurzen Flammenweglängen unmittelbar nach Erreichen der jeweils herrschenden Gemisch-Zündgrenzen mit Hilfe von speziell entwickelten Katalysator- und Funkenzündern.

Je näher an der jeweiligen Gemisch-Zündgrenze eine solche gezielte Wasserstoffverbrennung erfolgt, um so geringer sind die damit verbundenen Verbrennungsgeschwindigkeiten. Ferner können die möglichen Flammenweglängen und damit mögliche Flammenbeschleunigungen durch geeignete Positionierung der Zünder begrenzt werden.

Damit könnte die gezielte frühzeitige Verbrennung eine sinnvolle Ergänzung der katalytischen Rekombination darstellen, die auch bei massiver Wasserstoff-Freisetzung mit steilen Konzentrationsanstiegen wirksam werden könnte. Die Kombination beider Maßnahmen führt zum „Dualen Wasserstoff-Abbaukonzept“. Hierzu durchgeführte Versuche am Battelle-Modellcontainment und im HDR haben u.a. Erkenntnisse über die Wirksamkeit, die geeignete Positionierung von Zündern und die dadurch gezielt ausgelösten Wasserstoff-Verbrennungsvorgänge in Abhängigkeit von Zündort, Zündenergie, Gemischzusammensetzung, Abstand zwischen Zündorten, Temperaturschichtung sowie Ein- und Mehrraumgeometrie gebracht.

Begleitende, weltweit durchgeführte grundlagenorientierte Forschungsarbeiten in Verbrennungsrohren und Großraumgeometrien haben wichtige Erkenntnisse zur Flammenbeschleunigung von Wasserstoff-Luft-Wasserdampf-Gemischen durch Turbulenzpromotoren, zum Deflagrations-Deflagrationsübergang und zu den damit verbundenen Druckverhältnissen geliefert. Weitere grundlegende Arbeiten zu den Mechanismen der Entstehung und Ausbreitung sowie zu Lösungsmechanismen von Detonationen haben das Wissen um solche Vorgänge erheblich erweitert. Die auch im internationalen Rahmen in großem Umfang durchgeführten einschlägigen Labor- und Großraumversuchsprogramme zur Sicherheit bei Vorhandensein von Wasserstoff wurden ausgewertet und berücksichtigt. Dadurch liegt zur Wasserstoffverbrennung ein breites und detailliertes Wissen vor.

Dennoch sind bezüglich der Wasserstoffverteilung der Einflüsse von Temperatur, Druck und Raumkonfiguration auf die Wasserstoff-Verbrennungsprozesse sowie bei der Übertragung der experimentell gewonnenen Ergebnisse auf reale Verhältnisse in einer Druckwasserreaktor-Anlage noch Fragen offen.

Die derzeit laufenden und noch geplanten experimentellen und theoretischen Untersuchungen zur Wasserstoffverbrennung in Räumen mit Einbauten und zur Flammenbeschleunigung von Wasserstoff-Luft-Wasserdampf-Gemischen in realen Raumketten dienen der Ergänzung der Erkenntnisse und sollen es ermöglichen, die Lasten, die infolge einer Wasserstoffverbrennung auf die Schale und auf die Einbauten des Sicherheitsbehälters wirken, mit ausreichender Genauigkeit zu ermitteln. Die Ergebnisse aus diesen Versuchen werden Auswirkungen auf die Festlegung der Anzahl und der Verteilung der Zünder haben, sollten jedoch deren Eignung als zusätzliche Maßnahme zur Beherrschung der Gefahren durch brennbare Gasgemische im Sicherheitsbehälter von Druckwasserreaktor-Anlagen grundsätzlich nicht in Frage stellen.

4. Bewertung und Empfehlung

Zur weiteren Verminderung des Risikos eines frühzeitigen oder späten Verlustes der Integrität des Sicherheitsbehälters von Druckwasserreaktor-Anlagen durch Wasserstoff-Verbrennungsprozesse bei auslegungüberschreitenden Ereignissen empfiehlt die RSK als Maßnahme des anlageninternen Notfallschutzes den Einbau katalytischer Rekombinatoren. Diese rekombinieren Wasserstoff bereits vor Erreichen von Zündgrenzen und auch aus dampfinertisierten Gasgemischen. Damit kann der sicherheitstechnisch relevante Teil der freigesetzten Wasserstoffmenge in wenigen Stunden rekombiniert und ein wesentlicher Beitrag zur Gewährleistung der Integrität des Sicherheitsbehälter und damit zur weiteren Risikominderung geleistet werden. Die katalytischen Rekombinatoren sind auf diese Leistung auszulegen. Die katalytische Rekombination ist eine eindeutig sicherheitsgerichtete Maßnahme zur Beherrschung des Wasserstoffs bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen.

Für katalytische Rekombinatoren gibt es technisch weiterentwickelte und durch Versuche erprobte Konzepte und Prototypen. Rekombinatoren sind passive Bauelemente. Sie bedürfen weder einer Bedienung durch Personal, noch benötigen sie eine Energieversorgung. Der Einbau dieser Rekombinatoren in die bestehenden Druckwasserreaktor-Anlagen ist ohne Sicherheitsprobleme möglich. Die RSK schlägt vor, die konstruktive Ausführung der katalytischen Rekombinatoren hinsichtlich des anstehenden spezifischen Einsatzes zu optimieren. Zum Nachweis der katalytischen Aktivität sollen stichprobenhaft einzelne Katalysatorelemente jährlich geprüft werden.

Hinsichtlich der Anzahl und der Positionierung der katalytischen Rekombinatoren im Sicherheitsbehälter sind die Wasserstoff-Freisetzungsraten und die charakteristischen Gastransportzeiten innerhalb des Sicherheitsbehälters zu berücksichtigen. Die Rekombinatoren sind vorrangig in der Nähe globaler Konvektionsströme im Sicherheitsbehälter, in der Nähe der Sicherheitsbehälter-Stahlschale sowie in den Räumen zu platzieren, in denen Wasserstoff freigesetzt wird. Aufgrund physikalischer Gesetzmäßigkeiten bilden sich im Sicherheitsbehälter großräumige Konvektionsschleifen aus.

Durch numerische Berechnungen und ingenieurmäßige Abschätzungen kann auf der Basis der vorliegenden Kenntnisse die für eine Festlegung von Anzahl und Position der benötigten Rekombinatoren wesentliche Verteilung des Wasserstoffs hinreichend genau ermittelt werden.

Vor dem Einbau der katalytischen Rekombinatoren erwartet die RSK die Erstellung und Vorlage konkreter technischer Planungen durch Betreiber und Hersteller. Dabei ist von abdeckenden Unfallabläufen im Rahmen der in Abschnitt 2 beschriebenen Unfallszenarien a) und b) auszugehen. Die RSK wird über die vorgelegten Unterlagen beraten.

In einem weiteren Schritt wird die RSK die Notwendigkeit prüfen, die katalytische Rekombination durch zusätzliche Maßnahmen, z.B. die gezielte frühzeitige Verbrennung von Wasserstoff mit kurzen Flammenweglängen durch entsprechenden Einsatz von Zündern oder durch eine Nachverdünnung der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters, zu ergänzen. Für den Einsatz von Zündern hält es die RSK für erforderlich, die Übertragbarkeit der Ergebnisse der laufenden und noch geplanten experimentellen Untersuchungen zur Wasserstoffverbrennung auf reale Verhältnisse in einer Druckwasserreaktor-Anlage nachzuweisen.

SSK-Empfehlung

5.27 Druckentlastung des Reaktor-Sicherheitsbehälters und Zuluftfilterung für die Hauptwarte

Empfehlungen zu den anlageninternen Notfallmaßnahmen bei den Kernkraftwerken Isar 2, Emsland und dem Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar 2 (Konvoianlagen)

Empfehlung der Strahlenschutzkommission, verabschiedet auf der 79. Sitzung am 4. November 1987

Der Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ der SSK hat sich in seinen Sitzungen am

16. Juli 1987 (86. Sitzung),
3./4. September 1987 (87. Sitzung),
15./16. Oktober 1987 (88. Sitzung) und
4. November 1987 (89. Sitzung),

in Vorbereitung der Beratungen der Strahlenschutzkommission am

1. Oktober 1987 (78. Sitzung) und
4. November 1987 (79. Sitzung)

mit Fragen des Strahlenschutzes und des Notfallschutzes hinsichtlich der in den Konvoianlagen geplanten anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen befaßt. Im einzelnen ergaben die Beratungen folgende Ergebnisse:

Als anlageninternen Notfallmaßnahmen sind in den Konvoianlagen für hypothetische Ereignisse u.a.

- die Druckentlastung des Reaktor-Sicherheitsbehälters (RSB) und
- die Zuluftfilterung und Überdruckhaltung für die Hauptwarte

vorgesehen.

1. Druckentlastung des Reaktor-Sicherheitsbehälters

Die Druckentlastung soll durch kontrollierte Abgabe des bei einem Kernschmelzunfall entstehenden Gasgemisches aus dem Sicherheitsbehälter in die Umgebung den Druck im RSB begrenzen und absenken, um so dessen Versagen bei höheren Drücken zu verhindern. Dazu wird die Sicherheitsbehälteratmosphäre über eine Rohrleitung und einen Aerosolfilter in den Fortluftkamin geleitet.

Um die Betriebsbereitschaft dieses Druckentlastungssystems herzustellen, müssen nach Vorstellung von Hersteller und Betreiber im Anforderungsfall 2 Ausbaustücke - eines hinter der als Erstabspernung dienenden Berstscheibe, das andere vor dem in der Fortluftkammer installierten Aerosolfilter - in die betreffende Rohrleitung eingebaut werden.

Die Strahlenschutzkommission ist der Meinung, daß im Anforderungsfall an den genannten Montageorten der Ausbaustücke und den Zugangswegen nicht unerhebliche Ortsdosisleistungen auftreten können.

Unter den Gesichtspunkten der Vermeidung unnötiger Strahlenexposition des Personals und der Sicherstellung einer sachgerechten Montage des Druckentlastungssystems empfiehlt die Strahlenschutzkommission daher, die zum Einbau vorgesehenen Zwischenstücke während des Betriebs der Anlage ständig eingebaut zu lassen.

Die bei der Druckentlastung abgegebenen radioaktiven Stoffe werden durch die vorhandene Emissionsüberwachung nicht erfaßt. Die Kenntnis der Quellstärke erlaubt erforderlichenfalls eine angemessene und zeitgerechte Einleitung von Schutz- und Vorsorgemaßnahmen für die Bevölkerung. Deshalb empfiehlt die Strahlenschutzkommission, umgehend zu überprüfen, wie die notwendige Kenntnis über die Quellstärke erreicht werden kann. Hierbei sind die auch aus anderen Gründen notwendigen Probeentnahmen aus dem Sicherheitsbehälter und die vorhandenen und in Entwicklung befindlichen Meßgeräte zur kontinuierlichen Überwachung der Emissionen radioaktiver Stoffe (Nuklidgruppen der Edelgase, des Jods und der Aerosole) zu berücksichtigen. Die Strahlenschutzkommission sollte sodann über die Überprüfung und deren Ergebnis unterrichtet werden, um ihr eine endgültige Beschlußfassung im Hinblick auf die Instrumentierung zu ermöglichen.

2. Zuluftfilterung für die Hauptwarte

Im Anforderungsfall werden die Lüftungsanlagen auf Umluftbetrieb geschaltet. Durch den Anschluß einer mobilen Filteranlage, die aus

- Vorfilter
- Schwebstofffilter
- Aktivkohlefilter
- Ventilator

besteht, soll dem bestehenden Umluftsystem für die Warte (und einige Nebenräume) zusätzlich gefilterte Luft zugeführt und somit ein geringfügiger Überdruck zur Verhinderung unkontrollierter Einwärtsleckagen erreicht werden. Der zur Überdruckhaltung und Leckageergänzung notwendige Luftvolumenstrom wird aus dem Schaltanlagegebäude angesaugt.

Hersteller und Betreiber sehen vor, eine solche mobile Filteranlage mit unbelastetem Filter speziell für die Wartenzuluftfilterung außerhalb des Kontrollbereichs vorzuhalten. Die Filtereinsätze sollen in vorgegebenen Zeiträumen gegen neue Einsätze ausgetauscht werden. Da die Lagerposition der mobilen Filteranlage nur wenige Meter von deren Einsatzort für den Anforderungsfall entfernt ist und vorbereitete Anschlußmaßnahmen getroffen werden, ist ein kurzfristiger Einsatz der Anlage gewährleistet.

Die Strahlenschutzkommission hat keine Einwände gegen die geplanten Maßnahmen zu Zuluftfilterung und Überdruckhaltung für die Hauptwarte.